

# **CHAPITRE 1 INTRODUCTION ET DESCRIPTION GÉNÉRALE DE LA TRANCHE**

## **1.1 INTRODUCTION**

## **1.2 DESCRIPTION GÉNÉRALE DE LA TRANCHE**

## **1.3 TABLEAU DE COMPARAISON - COMPARAISON AVEC DES RÉACTEURS DE CONCEPTION SIMILAIRE (N4 ET KONVOI)**

## **1.4 ORGANISATION AU STADE DE LA CONCEPTION, DE LA CONSTRUCTION ET DE L'EXPLOITATION**

## **1.5 ÉVALUATION DU PROGRAMME DE RECHERCHE ET DÉVELOPPEMENT**

## **1.6 RÉFÉRENCES**

## **1.7 CONFORMITÉ AVEC LA RÉGLEMENTATION**

## **1.8 INTERFACES**

## **1.9 RECRUTEMENT ET FORMATION DU PERSONNEL D'EXPLOITATION**

## SOMMAIRE

<b>.1.1 INTRODUCTION</b>	<b>2</b>
<b>1. CADRE RÉGLEMENTAIRE</b>	<b>2</b>
<b>2. OBJET DU RAPPORT DE SÛRETÉ</b>	<b>2</b>
<b>2.1. LE CADRE RÉGLEMENTAIRE GÉNÉRAL</b>	<b>2</b>
<b>2.2. LE CADRE RÉGLEMENTAIRE SPÉCIFIQUE</b>	<b>2</b>
<b>2.3. L'ÉTAT DOCUMENTAIRE DE RÉFÉRENCE PRIS EN COMPTE DANS         LE RDS</b>	<b>3</b>
<b>2.4. DESCRIPTION SOMMAIRE</b>	<b>4</b>
<b>2.5. COUVERTURE DU RAPPORT DE SÛRETÉ</b>	<b>4</b>
<b>3. STRUCTURE DU RAPPORT DE SÛRETÉ EPR</b>	<b>5</b>
<b>3.1. PLAN DU RAPPORT DE SÛRETÉ EPR</b>	<b>5</b>
<b>3.2. CONTENU DU RAPPORT DE SÛRETÉ</b>	<b>6</b>
<b>3.3. STRUCTURE DES CHAPITRES PRÉSENTANT LES EXIGENCES DE         SÛRETÉ</b>	<b>6</b>
<b>3.3.1. CHAPITRES EXIGENCES SÛRETÉ</b>	<b>6</b>
<b>3.3.2. CHAPITRE «ANALYSES DE SÛRETÉ»</b>	<b>7</b>
<b>3.4. LES RÉDACTEURS DU RAPPORT DE SÛRETÉ</b>	<b>7</b>

## .1.1 INTRODUCTION

### 1. CADRE RÉGLEMENTAIRE

Le Rapport de Sûreté est une des pièces du dossier associée à la demande d'autorisation de mise en service d'une installation nucléaire de base. La demande d'autorisation de mise en service de l'INB 167 (Flamanville 3) est régie par les textes réglementaires suivants :

- L'article L. 593-6. II du code de l'environnement ;
- Les articles R.593-29 à R.593-37 du code de l'environnement, qui requierent sept pièces réglementaires, dont le Rapport de Sûreté qui comporte la mise à jour du Rapport Préliminaire de Sûreté et les éléments permettant d'apprécier la conformité de l'installation réalisée avec les dispositions du DAC et avec les prescriptions de construction ;
- L'arrêté du 7 février 2012 fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base ;
- L'article 3 du décret n° 2007-534 du 10 avril 2007 autorisant la création de l'installation nucléaire de base dénommée Flamanville 3 (INB 167), comportant un réacteur nucléaire de type EPR, sur le site de Flamanville (Manche), modifié par les décrets n° 2017-379 du 23 mars 2017 et n° 2020-336 du 25 mars 2020, qui précise que, l'autorisation de mise en service est accordée par l'Autorité de sûreté nucléaire au vue d'un dossier comportant la mise à jour du rapport préliminaire de sûreté, les Règles Générales d'Exploitation (RGE) et le Plan d'Urgence Interne (PUI), dossier qui doit être transmis au plus tard douze mois avant la date prévue pour le premier chargement en combustible nucléaire du réacteur.  
Ce délai correspond au délai d'instruction des demandes de mise en service défini par l'article R.593-36 du code de l'environnement.

Ce Rapport de Sûreté répond aux exigences réglementaires qui sont applicables à l'installation. La conformité de l'installation vis à vis de ces exigences est démontrée (voir sous-chapitre 1.7).

### 2. OBJET DU RAPPORT DE SÛRETÉ

#### 2.1. LE CADRE RÉGLEMENTAIRE GÉNÉRAL

Le présent Rapport de Sûreté (RDS) constitue la mise à jour du Rapport Préliminaire de Sûreté du réacteur EPR (European Pressurized water Reactor) de FLAMANVILLE 3. Il est soumis à l'Autorité de sûreté nucléaire en appui de la demande d'autorisation de mise en service de l'installation nucléaire de base (INB 167).

Conformément à l'article R.593-30 du code de l'environnement, il comporte également « 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 ». Ce point est développé au [§ 2.3.](#) ci-après.

#### 2.2. LE CADRE RÉGLEMENTAIRE SPÉCIFIQUE

Historiquement, le réacteur EPR a fait l'objet d'un avant projet détaillé entre EDF, les électriciens Allemands et AREVA NP. La conception de l'EPR résulte d'une approche évolutionnaire basée sur l'expérience accumulée par la construction et l'exploitation, en France et en Allemagne, de 80 tranches nucléaires. Elle prend en compte les orientations pour la « prochaine génération des réacteurs à eau sous pression » définies par les Autorités de sûreté françaises et allemandes en 1993.

L'EPR est dérivé des dernières générations des réacteurs construites en France (Réacteurs N4) et en Allemagne (Réacteurs Konvoi) et vise à intégrer l'expérience et les connaissances de sûreté acquises sur les réacteurs en exploitation. Les options de sûreté proposées bénéficient par ailleurs des résultats d'actions de recherche et développement (en particulier dans le domaine des accidents graves) dont les principaux résultats sont présentés dans le présent rapport de sûreté (voir sous chapitre 1.5).



## RAPPORT DE SURETE

— DE FLAMANVILLE 3 —

Version Publique

Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE

CHAPITRE 1

SECTION 1

PAGE 3/7

CENTRALES NUCLÉAIRES

Palier EPR

Les principales options de sûreté de l'EPR ont été présentées aux Autorités de sûreté françaises et allemandes. Elles ont fait l'objet d'instructions techniques détaillées avec IPSN (Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire) et GRS (Gesellschaft für Anlagen-und Reaktorsicherheit) entre 1993 et 2000.

Les conclusions des Autorités de Sûreté suite à ces instructions ont fait l'objet des « Directives Techniques pour la conception et la construction de la nouvelle génération de réacteurs nucléaires à eau sous pression ». Ces conclusions ont été officialisées par la lettre du 28 septembre 2004 de l'Autorité de sûreté nucléaire au Président d'Electricité de France par laquelle le Gouvernement a jugé les options de sûreté examinées satisfaisantes vis à vis de l'objectif fixé d'amélioration générale de la sûreté par rapport aux réacteurs en exploitation.

L'instruction par les services de l'Autorité de sûreté nucléaire s'est poursuivie durant la période de préparation des études détaillées. Elle a abouti à l'émission par EDF du Rapport Préliminaire de Sûreté en appui de la demande d'autorisation de création de l'INB 167 FA3. L'avis favorable de l'ASN rendu le 16 février 2007 suite à cette instruction a conduit à la publication du décret n°2007-534 du 10 avril 2007, modifié par les décrets n° 2017-379 du 23 mars 2017 et n° 2020-336 du 25 mars 2020, autorisant la création de l'INB 167 Flamanville 3 comportant un réacteur de type EPR sur le site de Flamanville.

Depuis l'obtention du DAC en 2007, l'instruction s'est poursuivie dans le cadre de la préparation du dossier de demande d'autorisation de mise en service. Cette préparation a conduit les services de l'ASN à émettre des demandes en vue de l'autorisation de mise en service de l'installation.

De plus, en application de l'article 18 du décret n° 2007-1557 du 2 novembre 2007, l'Autorité de sûreté a fixé :

- Des exigences spécifiques à l'INB 167 (Flamanville 3) par décision ASN 2008-DC-114 du 26 septembre 2008 concernant sa conception et sa construction ;
- Des exigences spécifiques à l'INB 167 (Flamanville 3) par décision ASN 2013-DC-0347 du 7 mai 2013 concernant les essais de démarrage ;
- Des exigences spécifiques à l'INB 167 (Flamanville 3) par décisions ASN 2012-DC-0283 du 26 juin 2012 et 2014-DC-0403 du 21 janvier 2014 concernant les évaluations complémentaires de sûreté ;
- Des prescriptions de rejets pour le site de Flamanville par :
  - La décision ASN 2018-DC-0639 du 19 juillet 2018 fixant les valeurs limites de rejet dans l'environnement des effluents des INB du site de Flamanville ;
  - La décision ASN 2018-DC-0640 du 19 juillet 2018 fixant les modalités de prélèvement et de consommation d'eau, de rejet d'effluents et de surveillance de l'environnement des INB du site de Flamanville.

Les Directives Techniques, les décisions, les demandes de l'Autorité de sûreté nucléaire et les « engagements » d'EDF formulés lors de ces différentes phases d'instruction du Projet sont prises en compte dans le présent rapport de sûreté (voir sous chapitre 1.6).

### **2.3. L'ÉTAT DOCUMENTAIRE DE RÉFÉRENCE PRIS EN COMPTE DANS LE RDS**

Conformément à l'article R.593-30 du code de l'environnement, le Rapport de Sûreté associé à la demande de mise en service doit comporter « 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 ».

Le présent Rapport de Sûreté est établi sur la base de « l'état documentaire de référence ».

Le sous-chapitre 1.7 comporte les éléments d'appréciation de conformité de l'installation à « l'état documentaire de référence » avec :

- Les dispositions du décret 2007-534 du 10 avril 2007, modifié par les décrets n° 2017-379 du 23 mars 2017 et n° 2020-336 du 25 mars 2020, d'autorisation de création de l'INB 167 (Flamanville 3) ;
- Les prescriptions de construction édictées par décision de l'ASN 2008-DC-0114 du 26 septembre 2008, en application de l'article R.593-38 du code de l'environnement;
- Les prescriptions relatives aux essais de démarrage du réacteur « Flamanville 3 » (INB n° 167) édictées par décision de l'ASN 2013-DC-0347 du 7 mai 2013 ;
- Les prescriptions de rejet pour le site de Flamanville qui font l'objet de la décision ASN 2018-DC-0639 et la décision ASN 2018-DC-0640 du 19 juillet 2018 sur les modalités de prélèvement et de consommation d'eau, de rejet d'effluents et de surveillance de l'environnement du site ;
- Les prescriptions relatives aux Evaluations Complémentaires de Sûreté (ECS) édictées par les décisions de l'ASN 2012-DC-0283 du 26 juin 2012 et 2014-DC-0403 du 21 janvier 2014.

Par ailleurs, la conformité aux Directives Techniques EPR est également présentée dans le sous-chapitre 1.7.

#### **2.4. DESCRIPTION SOMMAIRE**

La tranche EPR comporte principalement :

- Un réacteur nucléaire à eau ordinaire sous pression à 4 boucles dimensionné pour une puissance thermique maximale cœur de 4500 MWth conformément à l'article 1 du décret n° 2007-534 du 10 avril 2007, modifié par les décrets n° 2017-379 du 23 mars 2017 et n° 2020-336 du 25 mars 2020, d'autorisation de création de l'INB 167 (Flamanville 3) ;
- Une installation de production d'énergie électrique dont la puissance unitaire de dimensionnement des équipements est d'environ 1675 MW électrique pour une puissance thermique maximale cœur de 4500 MWth ;
- Les circuits auxiliaires nécessaires et dimensionnés aux fonctionnements normal et accidentel ;

La puissance thermique de fonctionnement envisagée par EDF dans le cadre de la mise en service est de 4300 MWth. Conformément à l'article 2 du décret 2007-534 du 10 avril 2007, modifié par les décrets n° 2017-379 du 23 mars 2017 et n° 2020-336 du 25 mars 2020, d'autorisation de création de l'INB 167 Flamanville 3, elle sera fixée par décision ASN au vu des résultats des essais de démarrage du réacteur.

#### **2.5. COUVERTURE DU RAPPORT DE SÛRETÉ**

Le Rapport de Sûreté traite à la fois des installations standardisées de la tranche dont la conception est valide quel que soit le site choisi en France et de l'adaptation au site.

Le sous chapitre 1.2 du Rapport de Sûreté identifie les ouvrages de l'EPR dont la conception est standard et ceux dont la conception est spécifique du site de FLAMANVILLE.

En complément, et pour des raisons de coûts et d'optimisation de l'installation, la notion de « sous standard bord de mer froide » est introduite dans la définition du référentiel grands chauds de l'EPR présenté au sous chapitre 3.3. Elle couvre l'implantation d'une tranche EPR en bord de Manche (du Nord de la France au Finistère).

Cette notion est utilisée pour le dimensionnement du circuit de refroidissement d'eau brute et des systèmes de ventilations des ouvrages et équipements standards.

D'un point de vue présentation du Rapport de Sûreté, il est mentionné dans l'encadré de chaque page en haut et à droite « STANDARD », « SOUS STANDARD BORD DE MER »<sup>1</sup> ou « FLAMANVILLE » selon les cas.

1. Simplification de « sous standard bord de mer froide » par soucis de lisibilité.

Le Rapport de Sûreté contient les renseignements qui intéressent notamment la sûreté nucléaire, la radioprotection et les inconvénients de l'installation :

- la description du site et de son environnement (voir chapitres 1 et 2),
- la description de la tranche EPR incluant les principaux plans d'installations standardisés et/ou de site (voir chapitre 1),
- les caractéristiques principales de l'installation,
- les bases de conception des structures, systèmes et équipements participant au fonctionnement et au maintien de l'installation en état sûr,
- les conditions associées à la réalisation de ces structures, systèmes et équipements,
- la justification vis à vis de la sûreté du dimensionnement standard compte tenu des caractéristiques spécifiques du site et de son environnement,
- les règles d'analyse de sûreté et les études détaillées d'un certain nombre de transitoires enveloppes (voir sous-chapitres 3.3 et 3.4 et chapitres 15 et 19),
- une estimation des rejets d'effluents radioactifs et des conséquences radiologiques en fonctionnement normal et accidentel tenant compte de l'environnement du site (voir chapitres 2.8, 3.3.9, 3.4.9, 11, 15.3, 19.1.4, 19.2.3),
- l'objectif de dose collective et la mise en œuvre de la démarche d'optimisation de la radioprotection des travailleurs (voir chapitre 12),
- les risques « classiques » de l'installation dont les conséquences pourraient impacter l'environnement et ce, conformément à l'article R.593-18 du code de l'environnement (voir sous-chapitre 3.8).

Les dispositions prises au niveau de la conception et au niveau de la qualité de réalisation doivent permettre d'exploiter l'installation dans le respect de la réglementation en vigueur pour les travailleurs, les personnes du public et l'environnement.

### **3. STRUCTURE DU RAPPORT DE SÛRETÉ EPR**

#### **3.1. PLAN DU RAPPORT DE SÛRETÉ EPR**

Le plan du Rapport de Sûreté EPR s'inspire de celui donné à titre indicatif au paragraphe II de l'annexe de l'instruction du 27 mars 1973 relative à l'application du décret n° 73.278 du 13 mars 1973. Il a été défini sur la base de celui du Basic Design Report version 99 (BDR 99) lui-même dérivé de la Réglementation Américaine NRC Regulatory Guide (RG) 1.70. Il prend en compte les chapitres spécifiques de la démarche de sûreté EPR notamment pour ce qui concerne la démarche de réduction du risque (catégorie de réduction du risque, RRC-A ou Accident Grave), la prise en compte des EPS (Etudes Probabilistes de Sûreté) et du Facteur Humain à la conception.

En application des articles R.593-18 et R.593-30 du code de l'environnement et de la prescription technique INB167-6 formulée dans la décision ASN 2008-DC-0114, le présent rapport de sûreté procède à la mise à jour du RPS en intégrant les éléments suivants :

- Eléments de justifications et optimisation de la conception (voir compléments apportés au sous chapitre 3.1) ;
- Création d'un sous chapitre concernant la gestion et le transport des sources radioactives nécessaires au bon fonctionnement de l'installation (voir sous chapitre 12.6) ;
- Création d'un sous chapitre concernant le dimensionnement du PUI (voir sous chapitre 13.5) ;
- Création de sections relatives aux conséquences radiologiques des agressions internes et externes (voir sections 3.3.9 et 3.4.9) ;
- Création de sections relatives aux systèmes pour lesquels un classement fonctionnel de sûreté a été ajouté ;

- Création d'une section relative à l'étude des conditions d'accessibilité des locaux après un incident ou un accident (voir sous-chapitre 3.9) ;
- Création d'un sous-chapitre relatif au transport interne (voir sous-chapitre 12.7).

### **3.2. CONTENU DU RAPPORT DE SÛRETÉ**

Le Rapport de Sûreté comporte les éléments suivants :

- Une présentation des caractéristiques du site de FLAMANVILLE et de son environnement en matière de sûreté nucléaire ;
- Une description générale des installations et leurs principales caractéristiques ;
- Une estimation des conséquences radiologiques dans l'environnement pendant le fonctionnement normal de l'installation ;
- Les règles d'analyse de sûreté et les bases générales de conception des ouvrages, matériels et systèmes ;
- Une analyse de chaque système explicitant les dispositions retenues en matière de sûreté nucléaire en conformité avec les règles de sûreté ;
- Une description générale du fonctionnement d'ensemble de la tranche ;
- Les principes appliqués pour assurer la qualité de la conception, de la construction et des essais ;
- Les principes retenus concernant la réalisation des essais ;
- Les études d'incident et accident enveloppes et l'évaluation de leurs conséquences radiologiques potentielles ;
- Les dispositions prises à l'égard des situations accidentelles y compris accidents graves ainsi que vis à vis des agressions internes et externes ;
- Les principaux résultats de l'Etude Probabiliste de Sûreté ;
- Les dispositions prises à la conception vis à vis de la radioprotection incluant une évaluation prévisionnelle de dose collective, du contrôle des rejets radioactifs et du démantèlement de l'installation.

### **3.3. STRUCTURE DES CHAPITRES PRÉSENTANT LES EXIGENCES DE SÛRETÉ**

Le Rapport de Sûreté identifie les exigences de sûreté (prescriptif) par le biais d'un paragraphe spécifique placé en tête des chapitres concernés et numéroté « 0 ».

#### **3.3.1. Chapitres exigences sûreté**

Les exigences sûreté sont présentées dans les paragraphes 0 dont la rédaction se fait selon le plan type suivant :

- Contribution du système aux fonctions fondamentales de sûreté ;
- Fonctions de sûreté en découlant et devant être assurées par le système ;
- Critères fonctionnels associés ;
- Exigences relatives à la conception ;
- Exigences relatives aux essais.

Outre les chapitres numérotés « 0 », les chapitres suivants constituent des chapitres d'exigences de sûreté à part entière :

- Chapitre réglementation (voir section 1.7.0) ;
- Principes généraux de sûreté (voir sous-chapitre 3.1) ;

- Principes généraux de classement et exigences (voir section 3.2.1) ;
- Exigences relatives à la Fonction confinement et description fonctionnelle (voir section 6.2.1).

### **3.3.2. Chapitre « Analyses de sûreté »**

La démonstration de la conformité de l'installation aux prescritifs définis dans les chapitres exigences sûreté est réalisée via des chapitres dédiés aux « analyse sûreté ». Ces chapitres présentent la démonstration de sûreté sous la forme :

- Conformité à la réglementation ;
- Respect des critères fonctionnels ;
- Conformité aux exigences de conception.

### **3.4. LES RÉDACTEURS DU RAPPORT DE SÛRETÉ**

La rédaction du Rapport de Sûreté a été réalisée par :

- Côté EDF :
  - le Centre National d'Équipement de Production d'Electricité (CNEPE) de la Direction Ingénierie et Projets Nouveau Nucléaire (DIPNN),
  - la Direction Technique (DT) de la DIPNN,
  - la Direction Industrielle (DI) de la DIPNN,
  - la Direction de Projet Flamanville 3 (DP FA3) de la DIPNN,
  - le Centre Nucléaire de Production d'Electricité de Flamanville 3 (DPN/FA3),
  - la Division de l'Ingénierie du Parc, du Démantèlement et de l'Environnement (DIPDE),
  - la Direction Projets Déconstruction et Déchets (DP2D).
- Côté Chaudiériste :
  - La société FRAMATOME.
- La filiale d'ingénierie d'EDF et de FRAMATOME : EDVANCE.

La coordination d'ensemble a été assurée par la Direction de Projet Flamanville 3 (DP FA3).



# RAPPORT DE SURETE

— DE FLAMANVILLE 3 —

Version Publique

Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE

CHAPITRE : 1

SECTION : 2

PAGE : 1/1

CENTRALES NUCLÉAIRES

Palier EPR

## 1.2 DESCRIPTION GÉNÉRALE DE LA TRANCHE

### 1.2.1 PRÉSENTATION GÉNÉRALE DE LA TRANCHE

### 1.2.2 DESCRIPTION GÉNÉRALE DE LA TRANCHE

### 1.2.3 DESCRIPTION DES OUVRAGES

### 1.2.4 DESCRIPTION DES PRINCIPAUX SYSTÈMES

### 1.2.5 PRINCIPES GÉNÉRAUX D'EXPLOITATION

### 1.2.6 LISTE DES EQUIPEMENTS ET INSTALLATIONS RELEVANT DE LA NOMENCLATURE ICPE

## SOMMAIRE

<b>.1.2.1 PRÉSENTATION GÉNÉRALE DE LA TRANCHE</b>	<b>3</b>
<b>1. PRÉSENTATION DU SITE</b>	<b>3</b>
<b>2. DESCRIPTION GÉNÉRALE DU SITE</b>	<b>3</b>
<b>2.1. DESCRIPTION D'ENSEMBLE</b>	<b>3</b>
<b>2.2. DESCRIPTION DES DEUX TRANCHES EN EXPLOITATION</b>	<b>4</b>
<b>2.3. DESCRIPTION DE LA TRANCHE EPR</b>	<b>4</b>
<b>2.3.1. PLAN MASSE DE LA TRANCHE EPR</b>	<b>4</b>
<b>2.3.2. IMPLANTATION DE LA TRANCHE 3</b>	<b>4</b>
<b>2.3.3. LISTE DES OUVRAGES CONSTITUTIFS DE L'INB</b>	<b>4</b>



**RAPPORT DE SURETE**

**— DE FLAMANVILLE 3 —**

**Version Publique**

Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE

CHAPITRE 1

SECTION 2.1

PAGE 2/7

CENTRALES NUCLÉAIRES

Palier EPR

**FIGURES :**

**FIG-1.2.1.1 CARTE ROUTIÈRE NORD COTENTIN ..... 6**

**FIG-1.2.1.2 CARTE AUTOUR DE LA ZONE DU SITE DE FLAMANVILLE 3 ..... 7**

## **.1.2.1 PRÉSENTATION GÉNÉRALE DE LA TRANCHE**

### **1. PRÉSENTATION DU SITE**

Le site du CNPE de Flamanville est situé en bordure de la Manche, sur la côte Nord-Ouest de la presqu'île du Cotentin sur les falaises granitiques du cap de Flamanville. Le site se trouve sur le territoire de la commune de Flamanville, canton des Pieux dans le département de la Manche à 1 km du port de Diélette et à 21 km de la ville de Cherbourg (voir [FIG-1.2.1.1](#) et [FIG-1.2.1.2](#)).

Les villes et agglomérations avoisinantes les plus proches sont :

- à l'Est : Flamanville (1 km),
- à l'Est-Sud-Est : les Pieux (5 km),
- au Nord-Est : Cherbourg-Octeville (21 km).

Les données qui ont justifié fondamentalement l'implantation du CNPE de Flamanville ont été les suivantes :

- besoins en énergie électrique de la Basse-Normandie dont les centres gros consommateurs sont proches, d'une part, et de la Région Parisienne où les implantations sont plus difficiles, d'autre part,
- disponibilité de l'eau de mer pour le refroidissement des condenseurs, avec un brassage important assurant une bonne dilution des rejets due à la présence de courants marins forts,
- aspects favorables de la géologie du site, à savoir la bonne qualité du rocher pour les fondations et la proximité immédiate des fonds marins,
- réserves foncières disponibles et bonne acceptation de la part de la région.

Le site est prévu pour recevoir quatre tranches nucléaires.

Une étude d'impact générale prévue initialement pour la construction et le fonctionnement de quatre tranches a été réalisée et soumise à enquête publique (du 5 novembre au 16 décembre 1976) dans le cadre de la procédure de Déclaration d'Utilité Publique (DUP). La DUP a été prononcée par décret du 22 décembre 1977 pour les quatre tranches.

Actuellement, le CNPE de Flamanville est constitué de deux tranches ayant chacune une puissance d'environ 1300 MW.

Les mises en service industrielles des deux tranches du CNPE de Flamanville ont été prononcées en décembre 1986 pour la tranche 1 (INB n°108) et en mars 1987 pour la tranche 2 (INB n°109).

Le site de Flamanville étant prévu pour accueillir quatre tranches, la plate-forme et les accès routiers sont déjà réalisés.

### **2. DESCRIPTION GÉNÉRALE DU SITE**

#### **2.1. DESCRIPTION D'ENSEMBLE**

Le site, situé en bordure de mer, a été constitué par déroctage partiel de la falaise coté Est et remblaiement sur la mer coté Ouest. Il représente environ 120 ha, dont la moitié en emprise sur la mer.

## **2.2. DESCRIPTION DES DEUX TRANCHES EN EXPLOITATION**

Les tranches 1 et 2 actuellement en exploitation ont été réalisées selon le standard du palier 1300 MW – train P4 pour ce qui concerne la partie nucléaire et le standard du palier 1300 MW – train P'4 pour ce qui concerne la partie classique (salle des machines).

Elles sont installées sur une plate-forme à + 12,40 mNGF faisant face à la mer et réalisée par excavation de la falaise (voir 1.2.2 FIG 1).

Chacune de ces 2 tranches comporte principalement :

- un bâtiment réacteur abritant la chaudière,
- un bâtiment combustible,
- un bâtiment des auxiliaires nucléaires,
- un poste de transformation et d'évacuation de l'énergie,
- une salle des machines avec le poste d'eau,
- une station de pompage,
- un bâtiment de traitement des effluents.

Les tranches 1 et 2 utilisent des ouvrages communs :

- une station de déminéralisation,
- des ouvrages d'eau (prise d'eau, chenal de prise, rejet...),
- des locaux administratifs, ateliers, magasins, laverie dénommés bâtiment « H » dans ce qui suit.

## **2.3. DESCRIPTION DE LA TRANCHE EPR**

### **2.3.1. Plan masse de la tranche EPR**

Voir figure 1.2.3.2 FIG 1.

### **2.3.2. Implantation de la tranche 3**

La tranche 3 du CNPE de FLAMANVILLE constitue une installation nucléaire de base (INB) au sens de l'article R.593-3 du code de l'environnement.

L'autorisation de création de la tranche 3 de type EPR sur le site Flamanville a fait l'objet du décret n° 2007-534 du 10 avril 2007 modifié.

Ce décret d'autorisation a été complété par des décisions ASN, notamment les décisions portant sur les prélèvements et les rejets des effluents dans l'environnement (décisions 2018-DC-0639 et 2018-DC-0640 du 19 juillet 2018), celle relative à la conception et à la construction (décision 2008-DC-01114 du 26 septembre 2008) ainsi que celle relative aux essais de démarrage (décision 2013-DC-0347 du 7 mai 2013).

La troisième unité est implantée à côté de l'unité 2, sans modifier les périmètres des installations existantes (voir 1.2.3.2 FIG 1).

La tranche 3, d'une surface au sol d'environ 50500 m<sup>2</sup>, est implantée au plus près au nord de la tranche 2. L'ensemble de l'îlot Nucléaire est implanté côté Est (côté falaise) sur le rocher sain. Son bâtiment réacteur est aligné sur l'axe des bâtiments réacteurs tranches 1-2.

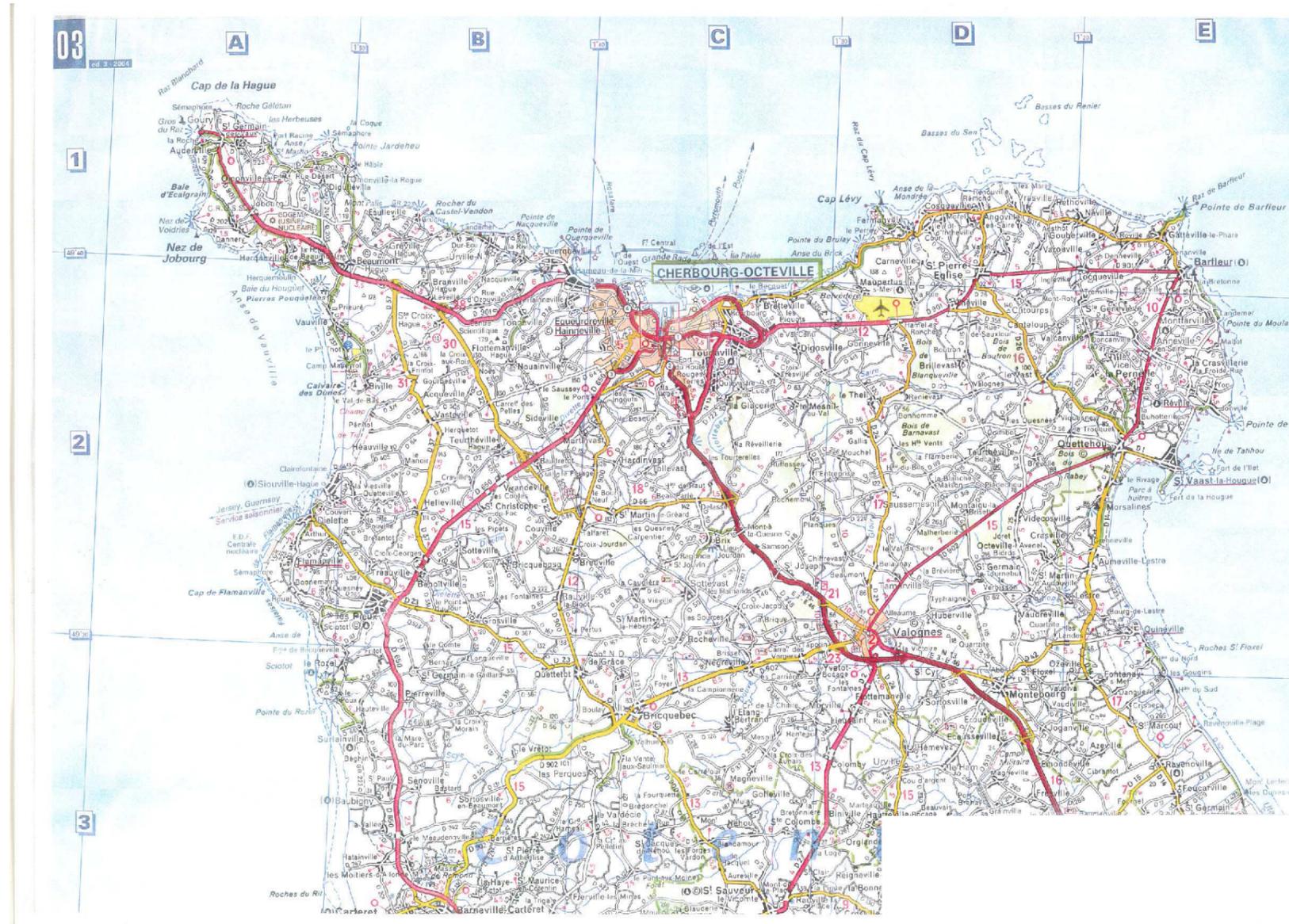
### **2.3.3. Liste des ouvrages constitutifs de l'INB**

Les ouvrages sont repérés sur les figures jointes selon la codification donnée entre parenthèses.

Ces ouvrages sont les suivants :

- Le bâtiment du réacteur (HR ou BR) qui abrite principalement la chaudière nucléaire,
- Le bâtiment des auxiliaires de sauvegarde et le bâtiment électrique répartis en quatre divisions contenant chacune un train de systèmes de sauvegarde avec systèmes électriques de support (HLA/HLF, HLB/HLG, HLH/HLC, HLI/HLD ou BAS- BL divisions 1 à 4),
- Le bâtiment combustible (HK ou BK),
- Le bâtiment des auxiliaires nucléaires (HN ou BAN),
- Les bâtiments diesels (HDA, HDB, HDC, HDD ou BD),
- Le bâtiment de traitement des effluents et d'entreposage des coques (HQA et HQB ou BTE),
- La salle des machines, (HM ou SDM), avec le turbo-alternateur, le condenseur, le poste d'eau alimentaire,
- Le bâtiment électrique de l'îlot conventionnel aussi appelé bâtiment électrique non classé (HF ou BLNC),
- La plate-forme d'évacuation d'énergie (HT ou TP-TS) et d'alimentation des auxiliaires (HJ),
- La tour d'accès (HW),
- La station de pompage (HP ou SDP) avec les bassins de pré-rejet (HCB) et de rejet (HCA),
- Le pôle opérationnel d'exploitation (HB ou POE),
- Les plate-formes de stockage gaz (HZH et HZO),
- Le bâtiment de traitement et de collecte des eaux de site (HX),
- Les abris du banc LYS mobile de décharge des batteries de l'IN (HFP et HFS),
- Le bâtiment local bore (HKB).

Les installations classées ICPE sont détaillées en section 1.2.6.

**FIG-1.2.1.1 CARTE ROUTIÈRE NORD COTENTIN**

**FIG-1.2.1.2 CARTE AUTOUR DE LA ZONE DU SITE DE FLAMANVILLE 3**



# RAPPORT DE SURETE

— DE FLAMANVILLE 3 —

Version Publique

Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE

CHAPITRE	1
SECTION	2.2
PAGE	1/5

CENTRALES NUCLÉAIRES

Palier EPR

## SOMMAIRE

.1.2.2 DESCRIPTION GÉNÉRALE DE LA TRANCHE . . . . .	3
1. HYPOTHÈSES GÉNÉRALES . . . . .	3
1.1. GÉNÉRALITÉS . . . . .	3
1.2. NIVEAU DE LA PLATE-FORME . . . . .	3
1.3. VOIES D'ACCÈS ET VOIRIES DU SITE DE FLAMANVILLE . . . . .	3
1.4. AUTRES AMÉNAGEMENTS . . . . .	3
2. IMPLANTATION DES BÂTIMENTS . . . . .	4



**RAPPORT DE SURETE**  
**— DE FLAMANVILLE 3 —**

**Version Publique**

Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE

CHAPITRE	1
SECTION	2.2
PAGE	2/5

CENTRALES NUCLÉAIRES

Palier EPR

**FIGURES :**

**FIG-1.2.2.1 VUE D'ENSEMBLE DU SITE — NOMENCLATURE DES**

**BÂTIMENTS ..... 5**

## .1.2.2 DESCRIPTION GÉNÉRALE DE LA TRANCHE

### 1. HYPOTHÈSES GÉNÉRALES

#### 1.1. GÉNÉRALITÉS

La tranche 3 est implantée au plus près de la tranche 2.

L'entre-axes des tranches 2 et 3 est de 175 m. Cet entre-axes est supérieur à celui des tranches 1 et 2 (l'entre-axes des tranches 1 et 2 est de 152 m). Cet entre-axes plus important se justifie en particulier par :

- des dimensions plus importantes des bâtiments,
- l'implantation dans cette inter-tranches des plates-formes des transformateurs des deux tranches.

La figure [FIG-1.2.2.1](#) présente une vue d'ensemble du site et une nomenclature des bâtiments.

#### 1.2. NIVEAU DE LA PLATE-FORME

Le niveau moyen de la plate-forme de la tranche 3 est calé 10 cm en dessous du niveau 0,00 m des bâtiments afin d'éviter les risques d'inondation des bâtiments depuis la plate-forme.

Le niveau 0,00 m des bâtiments correspond au niveau + 12,40 mNGF.

#### 1.3. VOIES D'ACCÈS ET VOIRIES DU SITE DE FLAMANVILLE

L'accès principal au site se fait par le sud, par l'accès aux tranches 1 et 2. Une route périphérique interne au site dessert l'ensemble des tranches. Passant à l'Est en pied de falaise, longeant au Nord la clôture du site, elle redescend en bord de mer entre les salles des machines et les stations de pompage. Elle permet l'accès à toutes les tranches du site.

Cette route entoure le pôle opérationnel d'exploitation et le bâtiment laverie/ atelier chaud/ atelier de décontamination des tranches 1 et 2 sur toutes leurs faces.

En plus de la voie périphérique à l'ensemble du site, des voiries d'accès aux différents ouvrages permettent l'acheminement des équipements et la maintenance.

Un second accès au site se trouve au nord de la tranche 3, matérialisé par le Poste d'Accès secondaire Nord. Ce dernier est desservi par une double voie d'accès qui longe le parking.

#### 1.4. AUTRES AMÉNAGEMENTS

On trouve en sous-sol du site le réseau de terre, les voiries et réseaux divers (VRD) et les galeries de liaison entre les ouvrages représentées sur la figure 1.2.3.2 FIG 2.

Un rideau étanche ceinture sur deux côtés la plate-forme de la tranche 3 en longeant la tranche 2 côté sud et côté nord le contour extérieur de la fouille de la tranche 4 excavée lors des travaux de 1993.

Un bouchon étanche est aménagé au droit du bâtiment de collecte et de traitement des eaux de site (au nord de la plate-forme) de façon à isoler le chenal des tranches 1 à 3 de l'emprise de la fouille d'une éventuelle tranche 4.

## 2. IMPLANTATION DES BÂTIMENTS

Les ouvrages sont implantés suivant un axe est — ouest matérialisé par le bâtiment réacteur (à l'est) et la salle des machines (à l'ouest). L'implantation générale des bâtiments est présentée ci-après et complétée pour chacun des bâtiments dans la section 1.2.3.2.

Les bâtiments de l'îlot nucléaire se répartissent autour du bâtiment réacteur :

- les auxiliaires de sauvegarde et le bâtiment combustible contre le bâtiment réacteur,
- les bâtiments diesels de part et d'autre du bâtiment réacteur,
- les bâtiments des auxiliaires nucléaires et de traitement des effluents au nord,
- la tour d'accès au nord-ouest.

Le pôle opérationnel d'exploitation est situé au nord de la salle des machines.

Les ouvrages d'eau (station de pompage et ouvrages de rejet) sont situés à l'ouest de la plate-forme contre le canal d'amenée.

**FIG-1.2.2.1 VUE D'ENSEMBLE DU SITE — NOMENCLATURE DES BÂTIMENTS**



**RAPPORT DE SURETE**  
**— DE FLAMANVILLE 3 —**

**Version Publique**

Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE

CHAPITRE : 1

SECTION : 2.3

PAGE : 1/1

CENTRALES NUCLÉAIRES

Palier EPR

## **1.2.3 DESCRIPTION DES OUVRAGES**

### **1.2.3.1 CRITÈRES D'IMPLANTATION ET D'INSTALLATION DES OUVRAGES**

### **1.2.3.2 CARACTÉRISTIQUES DES BÂTIMENTS**

## SOMMAIRE

<b>.1.2.3.1 CRITÈRES D'IMPLANTATION ET D'INSTALLATION DES OUVRAGES . . . . .</b>	<b>2</b>
<b>1. GÉNÉRALITÉS . . . . .</b>	<b>2</b>
<b>2. RÈGLES D'IMPLANTATION ET D'INSTALLATION LIÉES AUX AGRESSIONS . . . . .</b>	<b>2</b>
<b>2.1. RÈGLES LIÉES AUX AGRESSIONS EXTERNES . . . . .</b>	<b>2</b>
<b>2.1.1. PRINCIPALES RÈGLES CONCERNANT LE SÉISME . . . . .</b>	<b>2</b>
<b>2.1.2. PRINCIPALES RÈGLES CONCERNANT <span style="color: red;">□</span> . . . . .</b>	<b>2</b>
<b>2.1.3. PRINCIPALES RÈGLES CONCERNANT L'INONDATION . . . . .</b>	<b>2</b>
<b>2.2. RÈGLES LIÉES AUX AGRESSIONS INTERNES . . . . .</b>	<b>3</b>
<b>3. RÈGLES D'IMPLANTATION ET D'INSTALLATION DES ÉQUIPEMENTS</b>	<b>3</b>
<b>4. RÈGLES D'IMPLANTATION ET D'INSTALLATION LIÉS À LA RADIOPROTECTION . . . . .</b>	<b>3</b>
<b>5. RÈGLES D'IMPLANTATION ET D'INSTALLATION LIÉES AUX ACCÈS</b>	<b>3</b>
<b>5.1. RÈGLES LIÉES À L'INCENDIE . . . . .</b>	<b>3</b>
<b>5.2. RÈGLES LIÉES AUX ISSUES DE SECOURS ET AUX ZONES PROTÉGÉES . . . . .</b>	<b>4</b>

## **.1.2.3.1 CRITÈRES D'IMPLANTATION ET D'INSTALLATION DES OUVRAGES**

### **1. GÉNÉRALITÉS**

Pour l'implantation et l'installation des ouvrages, les aspects principaux suivants ont été pris en compte :

- Les exigences de sûreté qui figurent dans les réglementations en vigueur,
- Le respect des critères de conception, en particulier vis-à-vis des agressions internes et externes,
- Le respect des contraintes techniques et environnementales, en accord avec la réglementation en vigueur (refroidissement, rejet d'effluents, redondance, séparation géographique...),
- L'autonomie de la tranche au regard des équipements auxiliaires (fourniture de vapeur auxiliaire, d'air comprimé, de gaz...),
- Les impositions de sécurité, y compris incendie (sectorisation feu, réseau incendie, issues de secours...), distances de sécurité, et évacuations,
- Les critères de radioprotection y compris la séparation des zones contrôlées et non contrôlées.

### **2. RÈGLES D'IMPLANTATION ET D'INSTALLATION LIÉES AUX AGRESSIONS**

#### **2.1. RÈGLES LIÉES AUX AGRESSIONS EXTERNES**

Les exigences, les bases de conception et l'analyse de sûreté associées aux agressions externes sont présentées dans le sous-chapitre 3.3 (Protection contre les agressions externes).

##### **2.1.1. Principales règles concernant le séisme**

La ruine d'un bâtiment non classé C1 ne doit pas avoir d'impact sur un bâtiment C1 :

- pour y parvenir il convient d'espacer suffisamment les bâtiments,
- lorsque des contraintes techniques ou environnementales ne permettent pas la mise en place d'un espacement suffisant il convient alors de dimensionner au séisme le bâtiment non classé C1 (celui-ci est alors classé SC2).

Par exemple la salle des machines ne doit pas agresser les bâtiments des auxiliaires de sauvegarde et les bâtiments électriques. La salle des machines est donc classée SC2.

##### **2.1.2. Principales règles concernant ¶**

Pour garantir les fonctions des équipements classés F1A et F1B ¶ des dispositions sont prises au niveau de l'implantation des bâtiments :

- ¶
- ¶

##### **2.1.3. Principales règles concernant l'inondation**

Pour se prémunir du risque lié à l'inondation externe, les bâtiments sont implantés sur une plate-forme dont le niveau est calé au dessus du niveau des plus hautes eaux de sécurité. L'étanchéité à l'eau est également assurée pour les infrastructures des bâtiments.

## **2.2. RÈGLES LIÉES AUX AGRESSIONS INTERNES**

Les agressions internes (Cf. sous-chapitre 3.4 (Protection contre les agressions internes)) ne se propagent pas d'un train de sûreté à un autre. Un critère de séparation géographique et/ou physique est retenu.

Par exemple, les propagations d'incendie ou d'inondation interne sont évitées par des dispositions constructives sur les éléments assurant une séparation physique : mise en oeuvre de dispositifs d'étanchéité ou matériaux coupe-feu pour le calfeutrement des trémies.

Des dispositions sont également prises pour que ces agressions ne se propagent pas de l'îlot conventionnel à l'îlot nucléaire (par exemple risque missile turbine).

## **3. RÈGLES D'IMPLANTATION ET D'INSTALLATION DES ÉQUIPEMENTS**

L'implantation et l'installation des équipements déterminent la conception des bâtiments à partir des critères suivants :

- réduction des longueurs de raccordement,
- exigences liées aux conditions de fonctionnement des équipements (par exemple NPSH pour l'implantation des pompes),
- activité des circuits.

Dans le cas de la piscine de désactivation, l'implantation de celle-ci est déterminante pour la conception du bâtiment réacteur et du bâtiment combustible.

Son implantation :

- permet le chargement des conteneurs de combustibles,
- permet l'inspection et la réparation des assemblages combustibles usés,
- permet l'entreposage du combustible usé en dehors du bâtiment réacteur,
- permet le transfert pour l'évacuation du combustible usé.

## **4. RÈGLES D'IMPLANTATION ET D'INSTALLATION LIÉS À LA RADIOPROTECTION**

Les exigences de radioprotection permettent de réduire l'exposition du personnel pendant les opérations d'exploitation, d'inspection en service et de maintenance. Le chapitre 12 décrit le remontage des doses EPR par rapport à cet objectif. Cet objectif amène les critères suivants qui affectent l'agencement intérieur des bâtiments :

- Les équipements sont disposés selon leurs besoins d'accessibilité et les niveaux de radiation dans des compartiments séparés (réservoirs/échangeurs de chaleur - pompes - soupapes),
- Le cheminement du personnel se fait des zones à niveau de radiation plus faible vers des zones à niveau de radiation plus élevé.

## **5. RÈGLES D'IMPLANTATION ET D'INSTALLATION LIÉES AUX ACCÈS**

### **5.1. RÈGLES LIÉES À L'INCENDIE**

L'implantation des bâtiments doit permettre l'accès des services d'incendie et de secours et la mise en oeuvre des moyens d'intervention.

A cet effet, l'implantation des bâtiments permet :

- La présence de voies permettant l'accès des engins :
  - Largeur minimale hors bande de stationnement de 3,5 m,
  - Rayon intérieur de giration de 11 m avec, dans les virages de rayon intérieur R inférieur à 50 m, une augmentation de la largeur des voies définie par la relation  $S = 15/R$ ,
  - Hauteur libre de 3,5 m,
  - Pente maximale de 15%.
- La présence de voies échelles (section de voies utilisable pour la mise en station des échelles aériennes) de caractéristiques similaires aux voies engins complétées et modifiées comme suit :
  - Longueur minimale : 10 m,
  - Largeur libre minimale de la chaussée : 4 m,
  - Pente maximale : 10%.

Les accès aux bâtiments classés C1 sont assurés par deux voies indépendantes.

La limitation de l'extension d'un incendie est obtenue en découpant les bâtiments en volumes de feu qui utilisent les principes de séparation physique ou géographique. Ce découpage est détaillé dans la section 3.4.7.2.

## **5.2. RÈGLES LIÉES AUX ISSUES DE SECOURS ET AUX ZONES PROTÉGÉES**

Un axe de dégagement est défini dans toutes les parties de la construction permettant l'évacuation des occupants (notamment issues de secours, cages d'escalier...).

Les axes de dégagement sont de deux types :

- axes de dégagement protégés, constituant des zones de passage protégées des effets du feu,
- axes de dégagement dits « normaux » ou « non protégés » : axes de circulation à l'intérieur d'un local conduisant à un axe de dégagement protégé.

D'après la Réglementation Française relative aux conditions de travail (Code du Travail) :

- la distance de cheminement vers une issue de secours (distance entre un poste de travail et un couloir, un escalier ou une cage d'escalier de secours protégé ou l'extérieur) ne doit pas dépasser 40 m, sauf si des dispositions spécifiques sont prises. Tous les locaux où cette distance est dépassée ont été identifiés. Cela ne concerne qu'un nombre limité de zones (comme l'accès au pont polaire ou l'accès à certaines galeries techniques qui reste exceptionnel). L'acceptabilité des écarts identifiés est examinée au cas par cas en tenant compte des dispositifs mis en place pour atteindre un lieu sécurisé.
- pas de voie sans issue (cul-de-sac) de plus de 10 m.
- le débouché au niveau du rez-de-chaussée d'un escalier doit s'effectuer à moins de 20 m d'une sortie sur l'extérieur.

Les dimensions minimales de passage (largeur utile exprimée en unité de passage : UP) sont calculées en fonction du nombre de personnes appelées à y circuler et des moyens de secours susceptibles d'y être utilisés.

Les issues de secours protégées sont mises en surpression par rapport aux locaux susceptibles d'être sinistrés et sont séparées des zones non protégées par des portes coupe-feu étanches aux fumées.

Les issues de secours transitent par des cages d'escalier protégées et/ou des passages protégés.

Les cages d'escaliers protégées constituant un dégagement principal sont conçues selon les exigences suivantes :

- dimensions des cages d'escaliers et palier permettant le passage d'un brancard standard,
- mise en place d'accès dédiés pour les niveaux au-dessus de la plate-forme et les niveaux au dessous de la plate-forme (rupture de continuité).

Des issues de secours secondaires sont prévues :

- soit sous forme de cage d'escaliers,
- soit sous forme d'échelle, si cela est acceptable en termes de nombre de personnes prévues dans la zone ou l'étage concerné.

**SOMMAIRE**

<b>.1.2.3.2 CARACTÉRISTIQUES DES BÂTIMENTS . . . . .</b>	<b>6</b>
<b>1. LISTE DES BÂTIMENTS STANDARDS ET DE SITE . . . . .</b>	<b>6</b>
<b>1.1. LISTE DES BÂTIMENTS STANDARDS . . . . .</b>	<b>6</b>
<b>1.2. LISTE DES BÂTIMENTS DE SITE . . . . .</b>	<b>6</b>
<b>2. BÂTIMENTS STANDARDS DE L'ÎLOT NUCLÉAIRE . . . . .</b>	<b>7</b>
<b>2.1. RADIER COMMUN . . . . .</b>	<b>7</b>
<b>2.1.1. IMPLANTATION . . . . .</b>	<b>7</b>
<b>2.1.2. DESCRIPTION . . . . .</b>	<b>7</b>
<b>2.2. □ . . . . .</b>	<b>7</b>
<b>2.3. LE BÂTIMENT RÉACTEUR . . . . .</b>	<b>7</b>
<b>2.3.1. DESCRIPTION . . . . .</b>	<b>7</b>
<b>2.3.2. ACCÈS . . . . .</b>	<b>9</b>
<b>2.4. LES BÂTIMENTS DES AUXILIAIRES DE SAUVEGARDE ET         ÉLECTRIQUES . . . . .</b>	<b>9</b>
<b>2.4.1. IMPLANTATION . . . . .</b>	<b>9</b>
<b>2.4.2. DESCRIPTION . . . . .</b>	<b>9</b>
<b>2.4.3. ACCÈS . . . . .</b>	<b>10</b>
<b>2.5. LE BÂTIMENT COMBUSTIBLE . . . . .</b>	<b>10</b>
<b>2.5.1. IMPLANTATION . . . . .</b>	<b>10</b>
<b>2.5.2. DESCRIPTION . . . . .</b>	<b>11</b>
<b>2.5.3. ACCÈS . . . . .</b>	<b>11</b>
<b>2.6. LE BÂTIMENT DES AUXILIAIRES NUCLÉAIRES . . . . .</b>	<b>11</b>
<b>2.6.1. IMPLANTATION . . . . .</b>	<b>11</b>
<b>2.6.2. DESCRIPTION . . . . .</b>	<b>11</b>
<b>2.6.3. ACCÈS . . . . .</b>	<b>12</b>
<b>2.7. LA TOUR D'ACCÈS . . . . .</b>	<b>12</b>
<b>2.7.1. IMPLANTATION . . . . .</b>	<b>12</b>
<b>2.7.2. DESCRIPTION . . . . .</b>	<b>12</b>
<b>2.7.3. ACCÈS . . . . .</b>	<b>12</b>
<b>2.8. LES BÂTIMENTS DIESELS . . . . .</b>	<b>13</b>
<b>2.8.1. IMPLANTATION . . . . .</b>	<b>13</b>

2.8.2. DESCRIPTION . . . . .	13
2.8.3. ACCÈS . . . . .	13
2.9. LE BATIMENT LOCAL BORE . . . . .	13
2.9.1. IMPLANTATION . . . . .	13
2.9.2. DESCRIPTION . . . . .	13
2.9.3. ACCÈS . . . . .	13
2.10. LES ABRIS DU BANC LYS MOBILE DE DÉCHARGE DES BATTERIES DE L'IN (HFP ET HFS) . . . . .	13
2.10.1. IMPLANTATION . . . . .	13
2.10.2. DESCRIPTION . . . . .	14
2.10.3. ACCÈS . . . . .	14
3. OUVRAGES DE L'ÎLOT CONVENTIONNEL . . . . .	14
3.1. LA SALLE DES MACHINES . . . . .	14
3.1.1. IMPLANTATION . . . . .	14
3.1.2. DESCRIPTION . . . . .	14
3.1.3. ACCÈS . . . . .	14
3.2. LE BÂTIMENT ÉLECTRIQUE NON CLASSÉ . . . . .	14
3.2.1. IMPLANTATION . . . . .	14
3.2.2. DESCRIPTION . . . . .	15
3.2.3. ACCÈS . . . . .	15
3.3. AUTRES BÂTIMENTS DU SITE . . . . .	15
3.3.1. LA STATION DE POMPAGE . . . . .	15
3.3.2. LES BÂTIMENTS DE TRAITEMENT DES EFFLUENTS . . . . .	16
3.3.3. L'OUVRAGE DE REJET . . . . .	17
3.3.4. LA PLATE-FORME D'ÉVACUATION D'ÉNERGIE . . . . .	18
3.3.5. LE PÔLE OPÉRATIONNEL D'EXPLOITATION (POE) . . . . .	18
3.3.6. LES PLATE-FORMES DE STOCKAGE GAZ (HZH ET HZO) . . . . .	19
3.3.7. LE BÂTIMENT DE COLLECTE ET DE TRAITEMENT DES EAUX DE SITE (HX) . . . . .	19
3.3.8. LES GALERIES . . . . .	20
3.3.9. OUVRAGES SITUÉS EN DEHORS DU PÉRIMÈTRE DE FLAMANVILLE 3 . . . . .	20

**FIGURES :****FIG-1.2.3.2.1 PLAN MASSE DU SITE DE FLAMANVILLE 3 ET**

<b>NOMENCLATURE DES BÂTIMENTS .....</b>	<b>21</b>
<b>FIG-1.2.3.2.2 PLAN DES GALERIES.....</b>	<b>22</b>
<b>FIG-1.2.3.2.3 VUE EN PLAN DES BÂTIMENTS DE L'ÎLOT NUCLÉAIRE —</b>	
<b>VUE EN PLAN À 10 M.....</b>	<b>23</b>
<b>FIG-1.2.3.2.4 VUE EN PLAN DES BÂTIMENTS DE L'ÎLOT NUCLÉAIRE —</b>	
<b>VUE EN PLAN À 10 M.....</b>	<b>24</b>
<b>FIG-1.2.3.2.5 VUE EN PLAN DES BÂTIMENTS DE L'ÎLOT NUCLÉAIRE —</b>	
<b>VUE EN PLAN À 10 M.....</b>	<b>25</b>
<b>FIG-1.2.3.2.6 VUE EN PLAN DES BÂTIMENTS DE L'ÎLOT NUCLÉAIRE —</b>	
<b>VUE EN PLAN À 10 M.....</b>	<b>26</b>
<b>FIG-1.2.3.2.7 VUE EN PLAN DES BÂTIMENTS DE L'ÎLOT NUCLÉAIRE —</b>	
<b>VUE EN PLAN À 10 M.....</b>	<b>27</b>
<b>FIG-1.2.3.2.8 VUE EN PLAN DES BÂTIMENTS DE L'ÎLOT NUCLÉAIRE —</b>	
<b>VUE EN PLAN À 10 M.....</b>	<b>28</b>
<b>FIG-1.2.3.2.9 VUE EN PLAN DES BÂTIMENTS DE L'ÎLOT NUCLÉAIRE —</b>	
<b>VUE EN PLAN À 10 M.....</b>	<b>29</b>
<b>FIG-1.2.3.2.10 VUE EN PLAN DES BÂTIMENTS DE L'ÎLOT NUCLÉAIRE —</b>	
<b>VUE EN PLAN À 10 M.....</b>	<b>30</b>
<b>FIG-1.2.3.2.11 VUE EN PLAN DES BÂTIMENTS DE L'ÎLOT NUCLÉAIRE —</b>	
<b>VUE EN PLAN À 10 M.....</b>	<b>31</b>
<b>FIG-1.2.3.2.12 VUE EN PLAN DES BÂTIMENTS DE L'ÎLOT NUCLÉAIRE —</b>	
<b>VUE EN PLAN À 10 M.....</b>	<b>32</b>
<b>FIG-1.2.3.2.13 VUE EN PLAN DES BÂTIMENTS DE L'ÎLOT NUCLÉAIRE —</b>	
<b>VUE EN PLAN À 10 M.....</b>	<b>33</b>
<b>FIG-1.2.3.2.14 COUPE SUR LES BÂTIMENTS DE L'ÎLOT NUCLÉAIRE —</b>	
<b>COUPE A-A .....</b>	<b>34</b>
<b>FIG-1.2.3.2.15 COUPE SUR LES BÂTIMENTS DE L'ÎLOT NUCLÉAIRE —</b>	
<b>COUPE B-B .....</b>	<b>35</b>
<b>FIG-1.2.3.2.16 COUPE SUR LES BÂTIMENTS DE L'ÎLOT NUCLÉAIRE —</b>	
<b>COUPE C-C ET COUPE D-D.....</b>	<b>36</b>
<b>FIG-1.2.3.2.17 COUPE SUR LE BÂTIMENT HQB — COUPE B-B .....</b>	<b>37</b>
<b>FIG-1.2.3.2.18 COUPE SUR LE BÂTIMENT HQA — COUPE C-C .....</b>	<b>38</b>

<b>FIG-1.2.3.2.19</b>	<b>SALLE DES MACHINES NIV <span style="color:red">□</span> M.....</b>	<b>39</b>
<b>FIG-1.2.3.2.20</b>	<b>SALLE DES MACHINES NIV <span style="color:red">□</span> M.....</b>	<b>40</b>
<b>FIG-1.2.3.2.21</b>	<b>SALLE DES MACHINES NIV <span style="color:red">□</span> M.....</b>	<b>41</b>
<b>FIG-1.2.3.2.22</b>	<b>SALLE DES MACHINES NIV <span style="color:red">□</span> M.....</b>	<b>42</b>
<b>FIG-1.2.3.2.23</b>	<b>SALLE DES MACHINES COUPE TRANSVERSALE 3 .....</b>	<b>43</b>
<b>FIG-1.2.3.2.24</b>	<b>SALLE DES MACHINES COUPE TRANSVERSALE 6 .....</b>	<b>44</b>
<b>FIG-1.2.3.2.25</b>	<b>PLANCHE BLNC NIV <span style="color:red">□</span> M ET <span style="color:red">□</span> M.....</b>	<b>45</b>
<b>FIG-1.2.3.2.26</b>	<b>PLANCHE BLNC NIV <span style="color:red">□</span> M.....</b>	<b>46</b>
<b>FIG-1.2.3.2.27</b>	<b>PLANCHE BLNC NIV <span style="color:red">□</span> M.....</b>	<b>47</b>
<b>FIG-1.2.3.2.28</b>	<b>PLANCHE BLNC NIV <span style="color:red">□</span> M.....</b>	<b>48</b>
<b>FIG-1.2.3.2.29</b>	<b>PLANCHE BLNC SECTION A-A.....</b>	<b>49</b>
<b>FIG-1.2.3.2.30</b>	<b>PLANCHE BLNC SECTION B-B.....</b>	<b>50</b>
<b>FIG-1.2.3.2.31</b>	<b>STATION DE POMPAGE - VUE EN PLAN À <span style="color:red">□</span> M .....</b>	<b>51</b>
<b>FIG-1.2.3.2.32</b>	<b>STATION DE POMPAGE - VUE EN PLAN À <span style="color:red">□</span> M — DÉTAIL E.....</b>	<b>52</b>
<b>FIG-1.2.3.2.33</b>	<b>STATION DE POMPAGE - VUE EN PLAN À <span style="color:red">□</span> M .....</b>	<b>53</b>
<b>FIG-1.2.3.2.34</b>	<b>STATION DE POMPAGE - VUE EN PLAN À <span style="color:red">□</span> M .....</b>	<b>54</b>
<b>FIG-1.2.3.2.35</b>	<b>STATION DE POMPAGE - VUE EN PLAN À <span style="color:red">□</span> M .....</b>	<b>55</b>
<b>FIG-1.2.3.2.36</b>	<b>STATION DE POMPAGE - VUE EN PLAN À <span style="color:red">□</span> M .....</b>	<b>56</b>
<b>FIG-1.2.3.2.37</b>	<b>STATION DE POMPAGE - COUPE A-A.....</b>	<b>57</b>
<b>FIG-1.2.3.2.38</b>	<b>STATION DE POMPAGE - COUPE B-B.....</b>	<b>58</b>
<b>FIG-1.2.3.2.39</b>	<b>STATION DE POMPAGE - COUPE C-C.....</b>	<b>59</b>
<b>FIG-1.2.3.2.40</b>	<b>STATION DE POMPAGE - COUPE D-D.....</b>	<b>60</b>
<b>FIG-1.2.3.2.41</b>	<b>STATION DE POMPAGE - COUPE G-G .....</b>	<b>61</b>
<b>FIG-1.2.3.2.42</b>	<b>STATION DE POMPAGE - COUPES J-J ET K-K.....</b>	<b>62</b>
<b>FIG-1.2.3.2.43</b>	<b>STATION DE POMPAGE - COUPE 1-1 .....</b>	<b>63</b>
<b>FIG-1.2.3.2.44</b>	<b>STATION DE POMPAGE - COUPE 2-2 .....</b>	<b>64</b>
<b>FIG-1.2.3.2.45</b>	<b>STATION DE POMPAGE - COUPE 3-3 .....</b>	<b>65</b>
<b>FIG-1.2.3.2.46</b>	<b>OUVRAGE DE REJET - VUE EN PLAN AÉRIENNE.....</b>	<b>66</b>
<b>FIG-1.2.3.2.47</b>	<b>OUVRAGE DE REJET - COUPE A-A.....</b>	<b>67</b>
<b>FIG-1.2.3.2.48</b>	<b>OUVRAGE DE REJET - COUPE B-B.....</b>	<b>68</b>
<b>FIG-1.2.3.2.49</b>	<b>OUVRAGE DE REJET - COUPE C-C.....</b>	<b>69</b>
<b>FIG-1.2.3.2.50</b>	<b>OUVRAGE DE REJET - COUPE D-D.....</b>	<b>70</b>
<b>FIG-1.2.3.2.51</b>	<b>OUVRAGE DE REJET - COUPE E-E .....</b>	<b>71</b>



# RAPPORT DE SURETE

— DE FLAMANVILLE 3 —

Version Publique

Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE

CHAPITRE	1
SECTION	2.3.2
PAGE	5/75

CENTRALES NUCLÉAIRES

Palier EPR

<b>FIG-1.2.3.2.52 OUVRAGE DE REJET - COUPE F-F.....</b>	<b>72</b>
<b>FIG-1.2.3.2.53 OUVRAGE DE REJET - COUPE G-G .....</b>	<b>73</b>
<b>FIG-1.2.3.2.54 OUVRAGE DE REJET - COUPE H-H.....</b>	<b>74</b>
<b>FIG-1.2.3.2.55 OUVRAGE DE REJET - COUPES I-I ET J-J.....</b>	<b>75</b>

### **.1.2.3.2 CARACTÉRISTIQUES DES BÂTIMENTS**

Dans cette section, le repérage des bâtiments est spécifique à la tranche standard et ne dépend pas du repérage du site. Il est calé selon un axe Nord-Sud dans le sens longitudinal de la salle des machines ; celle-ci indiquant le Nord du repère.

Les niveaux mentionnés ci-après sont donnés par rapport au niveau  $\pm 0,00$  m, c'est à dire + 12,40 m NGF (pour mémoire le niveau moyen de la plate-forme est + 12,30 m NGF, Cf. section 1.2.2).

Le plan masse de la tranche 3 est présenté en figure [FIG-1.2.3.2.1](#).

Les figures présentées en annexe sont données à titre informatif et ne sont pas des données d'exécution.

## **1. LISTE DES BÂTIMENTS STANDARDS ET DE SITE**

### **1.1. LISTE DES BÂTIMENTS STANDARDS**

La liste des bâtiments standards est la suivante :

- le bâtiment réacteur (HR),
- les quatre bâtiments des auxiliaires de sauvegarde et les quatre bâtiments électriques (HL),
- le bâtiment combustible (HK),
- le bâtiment des auxiliaires nucléaires (HN),
- la tour d'accès (HW),
- les bâtiments diesels (HD),
- le bâtiment local bore (HKB),
- les abris du banc LYS mobile de décharge des batteries de l'IN (HFP et HFS),
- la salle des machines avec le turbo-alternateur, le condenseur, le poste d'eau alimentaire (HM),
- le bâtiment électrique non classé (HF).

Ces bâtiments font partie de l'îlot nucléaire sauf les deux derniers bâtiments cités qui font partie de l'îlot conventionnel.

### **1.2. LISTE DES BÂTIMENTS DE SITE**

La liste des bâtiments de site est la suivante :

- la station de pompage (HP),
- les bâtiments de traitement des effluents (HQA et HQB),
- l'ouvrage de rejet (HC),
- la plate-forme d'évacuation d'énergie et d'alimentation des auxiliaires (HT),
- le pôle opérationnel d'exploitation (HB),
- le stockage gaz (HZ),
- le bâtiment de traitement et de collecte des eaux de site (HX),
- l'unité de dessalement (HY),
- la bache d'eau déminéralisée,
- les baches de stockage des effluents,

- les galeries (HG),
- l'aire TFA.

## **2. BÂTIMENTS STANDARDS DE L'ÎLOT NUCLÉAIRE**

Les vues en plan et coupes des principaux bâtiments standards de l'îlot nucléaire sont fournies en [FIG-1.2.3.2.3](#) à [FIG-1.2.3.2.18](#).

### **2.1. RADIER COMMUN**

Le radier commun est un ouvrage à part entière permettant un comportement homogène de l'ensemble des bâtiments qu'il supporte (notamment sous séisme). Voir section 3.5.5.

#### **2.1.1. Implantation**

Les ouvrages sur le radier commun sont implantés au Sud de la plate forme entre la salle des machines (côté mer) et la falaise.

Ce radier a approximativement la forme d'une croix inscrite dans un rectangle de  $\square$  m x  $\square$  m. Il a une surface de  $\square$  m<sup>2</sup>.

La sous face de ce radier est située au niveau  $\square$  m pour une épaisseur maximale (sous le bâtiment réacteur) d'environ  $\square$  m.

#### **2.1.2. Description**

Les bâtiments de l'îlot nucléaire reposant sur le radier commun sont listés ci-après :

- le bâtiment réacteur (HR),
- les 4 bâtiments des auxiliaires de sauvegarde et électriques (HL 1 à 4),
- le bâtiment combustible (HK).

Ces bâtiments constituent un ensemble monolithique, les voiles et planchers des bâtiments périphériques étant liaisonnés à l'enceinte externe du bâtiment réacteur en infrastructure.

Une galerie circulaire, appelée "galerie de précontrainte", est aménagée en sous-face du radier, au droit du bâtiment réacteur, pour permettre la mise en tension des câbles verticaux de précontrainte de l'enceinte interne. Cette galerie est indépendante du radier commun.

### **2.2. $\square$**

$\square$

### **2.3. LE BÂTIMENT RÉACTEUR**

Le bâtiment réacteur est fondé sur le radier commun,  $\square$ .

Le bâtiment réacteur est de forme cylindrique avec un diamètre extérieur de  $\square$  m. Son dôme culmine à environ  $\square$  m (Voir section 3.5.3).

#### **2.3.1. Description**

##### **2.3.1.1. Généralités**

Le bâtiment réacteur se compose pour l'essentiel :

- des enceintes interne et externe contribuant au confinement des locaux et à la protection contre les agressions externes,
- des structures internes assurant le maintien et le confinement des équipements du circuit primaire,
- du radier des structures internes intégrant des capacités en eau.

Ces éléments et les équipements associés sont décrits dans les paragraphes ci-après.

#### 2.3.1.2. Les enceintes de confinement

Les enceintes de confinement englobent l'ensemble des structures internes. Elles se composent d'une paroi interne cylindrique en béton précontraint et d'une paroi externe en béton armé séparées par un espace appelé espace entre enceintes. Une peau d'étanchéité métallique revêt la face interne de l'enceinte interne (le liner de l'enceinte interne).

#### 2.3.1.3. Les structures internes — Circuit primaire

L'installation du circuit primaire de l'EPR est caractérisée par les paramètres suivants :

- Emplacement symétrique des piquages des branches chaudes et froides sur la cuve du réacteur,
- Pressuriseur situé dans une zone distincte,
- Supportages verticaux des pompes primaires et des générateurs de vapeur,
- Paroi de béton entre les boucles et entre les branches chaudes et froides de chaque boucle afin de protéger l'ensemble des modes communs,
- Paroi de béton (mur secondaire de protection) autour du circuit primaire [ ] .

L'installation du circuit primaire est présentée au sous-chapitre 5.1.

#### 2.3.1.4. Dispositions d'atténuation des conséquences d'accidents graves

Le bâtiment comprend, au niveau du radier des structures internes, un dispositif de récupération et de refroidissement du corium (amalgame résultant de la fonte du coeur et de la cuve). Ce dispositif est destiné en cas d'accident grave à éviter la dégradation du radier du bâtiment réacteur. D'une surface de [ ] m<sup>2</sup>, cette « zone d'étalement du corium » est disposée à côté de la base du puits de cuve. Elle est décrite plus en détail dans la section 6.2.6.

#### 2.3.1.5. Réservoir de stockage des piscines (IRWST)

Le réservoir de stockage de l'eau des piscines qui sert également de réserve d'eau en cas d'accident, est situé au niveau du radier des structures internes, entre le puits de cuve et la jupe des structures internes au niveau inférieur.

Les principales caractéristiques de ces réservoirs sont les suivantes :

- Volume d'eau en exploitation normale : environ [ ] m<sup>3</sup>,
- Capacité d'eau en arrêt de tranche : environ [ ] m<sup>3</sup>.

#### 2.3.1.6. L'espace annulaire

Cette zone s'étend de manière radiale entre la jupe des structures internes et l'intrados de l'enceinte interne et verticalement entre le radier et le plancher de service. Cet espace annulaire est essentiellement une zone de circulation pour le personnel. Elle permet d'accéder aux différents locaux. Elle est également utilisée par les tuyauteries et les chemins de câbles pour une distribution de la périphérie vers l'intérieur du bâtiment réacteur.

### 2.3.1.7. Pont polaire

Le pont polaire domine l'ensemble des structures internes. Il est implanté au niveau  $\square$  m. La voie de roulement du pont polaire est fixée sur des consoles, elles même fixées sur des platines intégrées au revêtement métallique de l'enceinte.

### 2.3.2. Accès

#### 2.3.2.1. Accessibilité pendant la phase « fonctionnement »

$\square$

- $\square$
- $\square$

Des détails concernant la séparation de ces deux compartiments sont fournis au sous-chapitre 12.3.

#### 2.3.2.2. Accès au bâtiment réacteur

Le bâtiment réacteur dispose de  $\square$

- $\square$
- $\square$

Le tampon d'accès matériel (TAM), qui permet entre autres l'introduction des gros composants du circuit primaire, est situé au niveau  $\square$  m.

#### 2.3.2.3. Accès à l'espace entre enceintes

$\square$

- $\square$
- $\square$

Ils sont situés de manière à faciliter l'accès aux équipements (traversées, chemins de câbles, etc.).

$\square$

## **2.4. LES BÂTIMENTS DES AUXILIAIRES DE SAUVEGARDE ET ÉLECTRIQUES**

### **2.4.1. Implantation**

Les quatre divisions des bâtiments auxiliaires de sauvegarde et électriques sont encastrées sur l'enceinte externe du bâtiment réacteur jusqu'au niveau  $\square$  m. Il en est de même sur le reste de la hauteur des divisions 1 et 4. En revanche, les divisions 2 et 3 sont découplées de l'enceinte externe du bâtiment réacteur à partir du niveau  $\square$  m. Les divisions 1, 2-3 et 4 se répartissent respectivement à  $\square$ .

L'emprise au sol de ces bâtiments est de l'ordre de  $\square$  m sur  $\square$  m pour les divisions 1 et 4, et de l'ordre de  $\square$  m sur  $\square$  m pour l'ensemble constitué des divisions 2 et 3. Les toitures de ces bâtiments sont au niveau  $\square$  m.

### **2.4.2. Description**

Ces bâtiments abritent les systèmes classés de sûreté dédiés au bâtiment réacteur. Ces systèmes sont majoritairement conçus selon une quadruple redondance, chaque train étant situé dans des divisions physiquement distinctes (HLA/F, HLB/G, HLC/H, HLD/I), chacune de ces divisions abrite une zone mécanique et une zone électrique.

### 2.4.2.1. Casemates VVP et ARE

Une disposition 2 par 2 a été aménagée avec les lignes des divisions 1 et 2 débouchant dans les casemates dans les niveaux supérieurs du HL1 et les lignes des divisions 3 et 4 dans celles des niveaux supérieurs du HL4. Ces casemates, constituées de voiles épais en béton armé, protègent entre autres ces lignes contre les agressions externes. Les compartiments des vannes d'eau alimentaire sont séparés des compartiments des vannes vapeur.

### 2.4.2.2. Zone mécanique

Chaque division contient une partie mécanique dédiée aux circuits de sauvegarde (RIS, ASG et leurs systèmes supports) ainsi que, pour les divisions 1 et 4, au circuit de refroidissement ultime de l'enceinte (EVU).

Le troisième train PTR est situé au niveau [ ] .

### 2.4.2.3. Zone Electrique, Contrôle-Commande et Chauffage, Ventilation, Climatisation d'air

Les systèmes électriques de sûreté, le contrôle commande (CC), la salle de commande, ainsi que les systèmes liés au chauffage, à la ventilation et à la climatisation d'air des divisions sont disposés dans les niveaux [ ] .

Les équipements électriques et de contrôle commande sont installés à [ ] m. Les entreponts de câblage sont situés au niveau [ ] m. La salle de commande est installée dans la [ ] .

La station de repli est située [ ]

Les systèmes de chauffage, de ventilation et de climatisation d'air de la salle de commande et des salles annexes sont situés au niveau [ ] .

## 2.4.3. Accès

L'accès pour le personnel est [ ] :

[ ]

L'accès à la zone contrôlée des bâtiments des auxiliaires de sauvegarde se fait par la tour d'accès au niveau [ ] .

L'accès principal à la zone radiologique non-contrôlée des bâtiments électriques se fait au niveau [ ] . L'accès à la salle de commande se fait par [ ] .

L'accès direct depuis l'extérieur au niveau [ ] .

[ ]

Un accès au bâtiment réacteur est possible depuis le niveau [ ] .

Un accès à l'espace entre enceintes est possible depuis le niveau [ ] .

## 2.5. LE BÂTIMENT COMBUSTIBLE

### 2.5.1. Implantation

Le bâtiment combustible est positionné [ ] .

Le bâtiment combustible a une emprise au sol d'environ [ ] m sur [ ] m, à laquelle viennent s'ajouter l'extension du bâtiment combustible ([ ] m x [ ] m), dite "extension HK", et la tour de manutention ([ ] m x [ ] m).

Sa toiture (hors extension) est au niveau  m.

Les infrastructures du bâtiment sont encastrées sur l'enceinte externe du bâtiment réacteur.

### 2.5.2. Description

L'organisation du bâtiment combustible est présentée ci-après selon les principales zones du bâtiment.

#### 2.5.2.1.

- 
- 
- 

#### 2.5.2.2.

- 
- 
- 
- 
- 

#### 2.5.2.3.

### 2.5.3. Accès

## 2.6. LE BÂTIMENT DES AUXILIAIRES NUCLÉAIRES

### 2.6.1. Implantation

Le bâtiment des auxiliaires nucléaires est implanté .

L'emprise au sol de ce bâtiment est de  m x  m. Sa toiture est au niveau  m.

### 2.6.2. Description

#### 2.6.2.1. Généralités

Le bâtiment des auxiliaires nucléaires abrite des systèmes d'exploitation et des zones de maintenance. Ces principaux systèmes sont précisés dans le paragraphe ci-après.

### 2.6.2.2. Principaux systèmes

Les principaux systèmes installés dans le bâtiment des auxiliaires nucléaires sont les suivants :

□

### 2.6.2.3. Principales zones

La majeure partie du bâtiment des auxiliaires nucléaires est □.

□

### 2.6.2.4. Traitement d'air

Toutes les sorties d'air des zones radiologiques contrôlées des bâtiments de l'îlot nucléaire sont dirigées, collectées et contrôlées dans le bâtiment des auxiliaires nucléaires avant d'être évacuées par la cheminée.

### 2.6.3. Accès

□

## 2.7. LA TOUR D'ACCÈS

### 2.7.1. Implantation

La tour d'accès est implantée sur un radier indépendant, □.

L'emprise au sol de la tour d'accès est de □ m x □ m.

Sa toiture est au niveau □ m □.

### 2.7.2. Description

La fonction principale du bâtiment est de contrôler l'accès à l'îlot nucléaire.

Ce bâtiment abrite :

□

### 2.7.3. Accès

□

- □
- □
  - □
  - □
  - □
- □
  - □
  - □

## **2.8. LES BÂTIMENTS DIESELS**

### **2.8.1. Implantation**

Les bâtiments diesels sont au nombre de deux [ ]. Ils sont implantés [ ].

L'emprise au sol de chacun des bâtiments est de [ ] m x [ ] m.

Leur toiture est au niveau [ ] m.

### **2.8.2. Description**

Les deux bâtiments diesel sont géographiquement séparés [ ].

Chaque bâtiment diesel dispose de deux groupes diesel principaux, alimentant chacun une division de sauvegarde, et d'un groupe d'ultime secours. Les deux générateurs redondants et le générateur d'ultime secours avec leurs auxiliaires sont séparés physiquement afin de se prémunir des agressions internes. Leur position est fixée par des impératifs de maintenance et la possibilité d'introduire ou d'évacuer aisément un des six moteurs.

L'implantation de l'installation principale, de bas en haut, est la suivante :

[ ]

### **2.8.3. Accès**

[ ]

## **2.9. LE BATIMENT LOCAL BORE**

### **2.9.1. Implantation**

Le bâtiment local bore est positionné au Sud de l'extension du bâtiment combustible sur une dalle indépendante. L'emprise au sol de ce bâtiment est de [ ] m x [ ] m. Ce bâtiment n'est pas enterré et sa toiture est au niveau [ ] m.

### **2.9.2. Description**

La fonction principale du bâtiment local bore est d'alimenter en acide borique la bache de préparation d'acide borique [ ], située dans le HK, pour assurer le remplissage en eau borée des circuits le nécessitant. La fonction secondaire du local bore est de reconditionner l'acide borique pour le ré-enrichissement en bore [ ] des bâches de stockage REA bore. Le bâtiment local bore contient une zone de stockage de l'acide borique.

### **2.9.3. Accès**

[ ]

## **2.10. LES ABRIS DU BANC LYS MOBILE DE DÉCHARGE DES BATTERIES DE L'IN (HFP ET HFS)**

### **2.10.1. Implantation**

Les abris du banc LYS sont situés [ ]. L'emprise au sol de chacun des abris est de [ ] m x [ ] m. Ils ont une hauteur d'environ [ ] m. Les poteaux sont ancrés dans des massifs en béton coulés dans la dalle VRD.

### 2.10.2. Description

Les deux abris sont constitués d'une ossature métallique recouverte d'un bardage. Leur rôle est d'accueillir le banc LYS mobile de décharge des batteries de l'IN dans le cadre de leurs essais périodiques. Ils sont reliés, par l'intermédiaire de câbles enterrés dans les VRD, aux batteries implantées dans les locaux des bâtiments diesel et des bâtiments électriques (via les galeries de transfert entre HL et HD).

### 2.10.3. Accès

□

## 3. OUVRAGES DE L'ÎLOT CONVENTIONNEL

### 3.1. LA SALLE DES MACHINES

#### 3.1.1. Implantation

La salle des machines est implantée □ (comme décrit dans la section 1.2.3.1).

La file « A », la plus au Sud, est à □ m des bâtiments des auxiliaires de sauvegarde. □.

La salle des machines a une emprise au sol de □ m x □ m. Sa toiture est au niveau □ m.

#### 3.1.2. Description

La salle des machines abrite le groupe turbo-alternateur (groupe GTA), les sècheurs surchauffeurs (GSS), le condenseur et le poste d'eau alimentaire et leurs systèmes auxiliaires ([FIG-1.2.3.2.19](#) à [FIG-1.2.3.2.24](#)).

Le bâtiment se décompose en deux parties :

□

La salle des machines est conçue de manière à éviter tout risque d'agression contre les bâtiments de l'îlot nucléaire. Elle est dimensionnée pour résister au séisme et est placée en position radiale par rapport à l'îlot nucléaire de manière à éviter les risques d'impact des missiles turbines.

Le plancher turbine (□ m) est organisé pour permettre le stockage des principaux composants de la turbine en phase de maintenance et l'accès aux matériels des niveaux inférieurs au travers de trémies. Un pont principal □ t et un pont auxiliaire □ tonnes permettent les manutentions de montage et de maintenance. L'introduction des gros colis se fait depuis une travée dite de manutention située à l'extrémité Nord du bâtiment, côté station de pompage.

#### 3.1.3. Accès

□

### 3.2. LE BÂTIMENT ÉLECTRIQUE NON CLASSÉ

#### 3.2.1. Implantation

Le bâtiment électrique non classé □.

L'emprise au sol du bâtiment est de l'ordre de □ m x □ m. Sa toiture est au niveau □ m.

### 3.2.2. Description

Ce bâtiment abrite les tableaux électriques normaux et sécurisés, qui alimentent les systèmes de l'îlot conventionnel, et le contrôle commande qui pilote et surveille ces systèmes.

Les sources électriques de [ ] kV proviennent des transformateurs de soutirage ou du transformateur auxiliaire. Les câbles de liaison cheminent dans des galeries distinctes.

Le bâtiment électrique non classé alimente en [ ] kV les sources permanentes de chacun des 4 bâtiments électriques de l'îlot nucléaire [ ].

Le bâtiment électrique non classé est séparé en deux secteurs de feu de manière à réduire les risques de perte des sources externes.

Les locaux sont équipés d'une ventilation mécanique ou sont climatisés en fonction des exigences techniques.

STRUCTURE	NIVEAU	EQUIPEMENT
[ ]	[ ]	[ ]
[ ]	[ ]	[ ]
[ ]	[ ]	[ ]
[ ]	[ ]	[ ]
[ ]	[ ]	[ ]

### 3.2.3. Accès

[ ]

## **3.3. AUTRES BÂTIMENTS DU SITE**

### **3.3.1. La station de pompage**

#### **3.3.1.1. Implantation**

La station de pompage est implantée [ ].

La station de pompage a une emprise au sol de [ ] m x [ ] m.

Sa toiture est au niveau [ ] m.

#### **3.3.1.2. Description**

La station de pompage contient les équipements nécessaires de la source froide ([FIG-1.2.3.2.31](#) à [FIG-1.2.3.2.45](#)) pour assurer le refroidissement :

- des auxiliaires des îlots nucléaire et conventionnel (SEC),
- du circuit secondaire (CRF et SEN).

Les deux tiers de la hauteur de la station de pompage sont en sous-sol. Le radier est à [ ] m par rapport au niveau [ ] m de la plate-forme.

Il s'agit d'une structure en béton armé dont les murs extérieurs ont une épaisseur d'environ un mètre, l'épaisseur de la dalle en toiture varie de [ ] m à [ ] m et celle du radier est variable de [ ] m.

La station de pompage est composée de quatre voies d'aspiration distinctes :

- les deux voies centrales comportent chacune quatre pertuis de prise d'eau (passages étroits) ; elles sont équipées de tambours filtrants et alimentent principalement les circuits d'eau brute secourue (SEC) et de l'eau de circulation (CRF).
- les deux voies latérales comportent chacune un seul pertuis ; elles sont équipées chacune d'un filtre à chaîne et alimentent principalement les circuits d'eau brute secourue (SEC) et de l'eau de refroidissement des auxiliaires conventionnels (SEN).

Chaque pertuis comporte une grille fixe associée à un dégrilleur assurant une fonction de pré-filtration. Les aspirations sont isolables par batardeaux.

Le système d'entraînement en rotation des tambours filtrants et des filtres à chaînes permet d'amener les débris et organismes marins piégés sur les panneaux filtrants hors de la zone de transit de l'eau, afin de les évacuer. La vitesse d'entraînement est augmentée en cas d'élévation de la perte de charge au niveau du filtre. Un système de lavage permet d'évacuer les débris accumulés sur les panneaux filtrants, afin de conserver leur capacité de filtration.

Un ponton flottant disposant de plaques anti-hydrocarbures est installé devant la station de pompage.

Les quatre trains SEC sont indépendants et séparés géographiquement.

[ ]

Les systèmes de prise d'eau et de filtration de l'eau brute sont décrits au chapitre 9.

### 3.3.1.3. Accès

[ ]

## 3.3.2. Les bâtiments de traitement des effluents

### 3.3.2.1. Implantation

Les bâtiments de traitement des effluents sont au nombre de deux. Ils sont implantés sur des radiers indépendants [ ]. L'ensemble constitué par ces deux bâtiments [ ].

L'emprise au sol du bâtiment situé le plus au Nord (HQB) est de l'ordre de [ ] m x [ ] m. Sa toiture est au niveau [ ] m.

L'emprise au sol du bâtiment situé le plus au Sud (HQA) est de l'ordre de [ ] m x [ ] m. Sa toiture est au niveau [ ] m.

### 3.3.2.2. Description

Le bâtiment HQA est principalement dédié à l'entreposage des déchets. Le bâtiment HQB est dédié au traitement des effluents.

#### 3.3.2.2.1. Partie entreposage : HQA

Le bâtiment HQA est constitué des éléments ci-après :

[ ]

La partie entreposage sert au conditionnement des résines et des déchets faiblement actifs, au stockage des fûts, coques béton et résines APG, ainsi qu'au contrôle avant évacuation des fûts et

coques béton. Un stockage provisoire des coques béton bloquées est prévu juste après la cellule d'enfûtage dans l'attente de la réalisation du bouchon.

□

La capacité d'entreposage du Bâtiment de Traitement des Effluents est dimensionnée pour deux tranches EPR.

#### 3.3.2.2.2. Partie traitement des effluents : HQB

La partie de traitement des effluents sert au traitement et à l'enfûtage des déchets. Cette partie abrite les principaux systèmes suivants :

- le circuit de traitement des effluents usés (TEU),
- le circuit de traitement des déchets solides (TES).

Elle est constituée d'une zone qui abrite principalement le TEU (stockage de tête, chaînes de traitements) et le TES (stockages des résines, concentrats, cellule d'enfûtage des filtres). Elle abrite également une centrale de production de béton et de stockage des agrégats ainsi que les locaux du système de réfrigération intermédiaire du BTE (TRI). □.

La partie traitement des effluents est accolée au BAN pour permettre le transfert de la machine de remplacement des filtres du BAN vers le BTE.

#### 3.3.2.2.3. Accès

##### 3.3.2.2.3.1. □

□

##### 3.3.2.2.3.2. □

□

### **3.3.3. L'ouvrage de rejet**

#### **3.3.3.1. Implantation**

□

□

#### **3.3.3.2. Description**

L'ouvrage de rejet est un ouvrage monolithique constitué du pré-rejet □ et du bassin de rejet □ ([FIG-1.2.3.2.46](#) à [FIG-1.2.3.2.55](#)).

##### 3.3.3.2.1. Pré-rejet

Cette partie d'ouvrage est destinée à recueillir les débris et organismes marins provenant de la station de pompage.

Les débris marins sont recueillis à l'aide de bennes à fond percé, qui sont ensuite évacuées par camion.

L'eau de lavage est ensuite évacuée dans le bassin de rejet à l'aide de deux vis d'Archimède.

□

□

### 3.3.3.2.2. Bassin de rejet

Cette partie de l'ouvrage de rejet assure la mise en charge des eaux des circuits de la source froide pour permettre leur rejet en mer via la galerie de rejet sous-marine d'une longueur d'environ 600 m.

Cette partie d'ouvrage peut être décomposée en trois zones distinctes :

□

### 3.3.3.3. Accès

□

## 3.3.4. La plate-forme d'évacuation d'énergie

### 3.3.4.1. Implantation

La plate-forme des transformateurs jouxte la façade Ouest de la salle des machines et est située à proximité du bâtiment électrique non classé.

Cette plate-forme a une emprise au sol d'environ □ m x □ m.

### 3.3.4.2. Description

La plate-forme d'évacuation d'énergie abrite le transformateur principal (TP), deux transformateurs de soutirage (TS), les disjoncteurs de ligne et de couplage ainsi que les dérivations □.

Une autre plate-forme, mitoyenne de la plate-forme HT, accueille le transformateur auxiliaire (TA) qui est toujours sous tension.

La connexion principale au réseau est réalisée par une ligne reliée au transformateur principal par deux disjoncteurs : le disjoncteur de ligne et le disjoncteur de couplage. Entre ces deux disjoncteurs sont connectés les deux transformateurs de soutirage qui alimentent les tableaux permanents.

La connexion avec le réseau est réalisée par une ligne dédiée. L'alimentation du transformateur auxiliaire est effectuée depuis la ligne d'évacuation d'énergie de la tranche 2 via un poste aéro-souterrain. Cette disposition permet de garantir la séparation physique des sources d'alimentation de la tranche EPR entre le TS et le TA. La distribution de l'énergie venant du TA est de plus divisée en deux pour rester compatible avec la conception électrique de l'îlot conventionnel (un enroulement du transformateur par secteur de feu).

### 3.3.4.3. Accès

□

## 3.3.5. Le pôle opérationnel d'exploitation (POE)

### 3.3.5.1. Implantation

Le pôle opérationnel d'exploitation est implanté □

Le pôle opérationnel d'exploitation a une emprise au sol de □ m x □ m. Sa toiture est au niveau □ m.

### 3.3.5.2. Description

Ce bâtiment rassemble les différentes fonctions d'exploitation spécifiques aux tranches EPR ou communes au site.

Il abrite plus spécifiquement les locaux suivants :

□

Le pôle opérationnel d'exploitation n'a pas de fonction de sûreté, il ne contient pas d'installations classées sûreté, ni d'équipement classé sûreté. Il est néanmoins calculé pour ne pas agresser un bâtiment diesel en cas de séisme (classement SC2).

### 3.3.5.3. Accès

□

### 3.3.6. Les plate-formes de stockage gaz (HZH et HZO)

#### 3.3.6.1. Implantation

Ces plates-formes sont au nombre de deux, l'une implantée □, l'autre implantée □.

La plate-forme HZH a une emprise au sol de □ m x □ m.

La plate-forme HZO a une emprise au sol de □ m x □ m.

#### 3.3.6.2. Description

La plate-forme de stockage □. L'installation respecte les règles de sécurité en vigueur et est de plus dimensionnée au séisme.

La plate forme de stockage □. Elle respecte les règles de sécurité en vigueur.

#### 3.3.6.3. Accès

□

### 3.3.7. Le bâtiment de collecte et de traitement des eaux de site (HX)

#### 3.3.7.1. Implantation

Ce bâtiment est implanté en bordure du canal d'amenée, à l'Est de la station de pompage.

Son emprise au sol de □ m x □ m.

Il s'agit d'un bâtiment semi-enterré dont la toiture est au niveau □ m.

#### 3.3.7.2. Description

Ce bâtiment comprend un bassin de décantation, un déshuileur et un échantillonneur.

Le bassin de confinement assure la rétention tampon des effluents en cas d'incident et permet de se donner le temps d'analyser l'eau pour définir le traitement adapté avant rejet. Il est disposé en antenne par rapport au réseau d'eaux perdues non polluées (SEO).

Le déshuileur a pour but de séparer et d'isoler les eaux huileuses collectées par le réseau SEH. En cas d'incident (par exemple : l'explosion d'un transformateur principal, la rupture de la caisse à huile du GTA, ... ) l'huile est stockée dans le bassin de confinement pour évacuation par camion vers un site de retraitement approprié.

#### 3.3.7.3. Accès

□

### 3.3.8. Les galeries

Différentes galeries sont prévues pour relier les bâtiments sur le site.



Les autres galeries sont des galeries techniques utilisées pour les conduites et/ou chemins de câbles. Les principales galeries techniques sont :



Certaines galeries sont conçues pour résister au séisme (voir sous-chapitre 3.2).

L'accès aux galeries est défini au cas par cas. Il est disposé de manière à éviter les liaisons entre les zones de différentes natures (chaud / froid, contrôlé / non contrôlé).

### 3.3.9. Ouvrages situés en dehors du périmètre de Flamanville 3

Les ouvrages suivants situés en dehors du périmètre de Flamanville 3 (sur Flamanville 1–2) abritent des installations utiles à l'exploitation de la tranche EPR de Flamanville 3 :

- l'ouvrage de déminéralisation qui comprend deux chaînes de déminéralisation ainsi qu'une station de dessalement pour limiter la consommation en eau potable,
- les bâches de stockage SER et SED qui sont utilisées pour reconstituer les capacités en eau de l'EPR ou réaliser des appoints en eau déminéralisée aux systèmes,
- les bâches de stockage KER, TER et SEK,
- le Centre De Crise Locale (CCL),
- le bâtiment de contrôle des transports (BCT),
- le poste d'accès Nord (PAN).

**FIG-1.2.3.2.1 PLAN MASSE DU SITE DE FLAMANVILLE 3 ET NOMENCLATURE DES BÂTIMENTS**

**FIG-1.2.3.2.2 PLAN DES GALERIES**

**FIG-1.2.3.2.3 VUE EN PLAN DES BÂTIMENTS DE L'ÎLOT NUCLÉAIRE — VUE EN PLAN À □ M**□

**FIG-1.2.3.2.4 VUE EN PLAN DES BÂTIMENTS DE L'ÎLOT NUCLÉAIRE — VUE EN PLAN À □ M**□

**FIG-1.2.3.2.5 VUE EN PLAN DES BÂTIMENTS DE L'ÎLOT NUCLÉAIRE — VUE EN PLAN À □ M**□

**FIG-1.2.3.2.6 VUE EN PLAN DES BÂTIMENTS DE L'ÎLOT NUCLÉAIRE — VUE EN PLAN À □ M**□

**FIG-1.2.3.2.7 VUE EN PLAN DES BÂTIMENTS DE L'ÎLOT NUCLÉAIRE — VUE EN PLAN À 11 M**

□

**FIG-1.2.3.2.8 VUE EN PLAN DES BÂTIMENTS DE L'ÎLOT NUCLÉAIRE — VUE EN PLAN À □ M**□

**FIG-1.2.3.2.9 VUE EN PLAN DES BÂTIMENTS DE L'ÎLOT NUCLÉAIRE — VUE EN PLAN À □ M**□

**FIG-1.2.3.2.10 VUE EN PLAN DES BÂTIMENTS DE L'ÎLOT NUCLÉAIRE — VUE EN PLAN À 0 M**

0

**FIG-1.2.3.2.11 VUE EN PLAN DES BÂTIMENTS DE L'ÎLOT NUCLÉAIRE — VUE EN PLAN À 0 M**

0

**FIG-1.2.3.2.12 VUE EN PLAN DES BÂTIMENTS DE L'ÎLOT NUCLÉAIRE — VUE EN PLAN À 0 M**

0

**FIG-1.2.3.2.13 VUE EN PLAN DES BÂTIMENTS DE L'ÎLOT NUCLÉAIRE — VUE EN PLAN À 0 M**

0

**FIG-1.2.3.2.14 COUPE SUR LES BÂTIMENTS DE L'ÎLOT NUCLÉAIRE — COUPE A-A**

**FIG-1.2.3.2.15 COUPE SUR LES BÂTIMENTS DE L'ÎLOT NUCLÉAIRE — COUPE B-B**

**FIG-1.2.3.2.16 COUPE SUR LES BÂTIMENTS DE L'ÎLOT NUCLÉAIRE — COUPE C-C ET COUPE D-D**

**FIG-1.2.3.2.17 COUPE SUR LE BÂTIMENT HQB — COUPE B-B**

**FIG-1.2.3.2.18 COUPE SUR LE BÂTIMENT HQA — COUPE C-C**

**FIG-1.2.3.2.19 SALLE DES MACHINES NIV 0 M**

0

**FIG-1.2.3.2.20 SALLE DES MACHINES NIV 0 M**

0

**FIG-1.2.3.2.21 SALLE DES MACHINES NIV 0 M**

0

**FIG-1.2.3.2.22 SALLE DES MACHINES NIV 0 M**

0

**FIG-1.2.3.2.23 SALLE DES MACHINES COUPE TRANSVERSALE 3**

**FIG-1.2.3.2.24 SALLE DES MACHINES COUPE TRANSVERSALE 6**

**FIG-1.2.3.2.25 PLANCHE BLNC NIV □ M ET □ M**□

**FIG-1.2.3.2.26 PLANCHE BLNC NIV □ M**□

**FIG-1.2.3.2.27 PLANCHE BLNC NIV □ M**□

**FIG-1.2.3.2.28 PLANCHE BLNC NIV □ M**□

**FIG-1.2.3.2.29 PLANCHE BLNC SECTION A-A**

**FIG-1.2.3.2.30 PLANCHE BLNC SECTION B-B**

**FIG-1.2.3.2.31 STATION DE POMPAGE - VUE EN PLAN À 0 M**

0

**FIG-1.2.3.2.32 STATION DE POMPAGE - VUE EN PLAN À 0 M — DÉTAIL E**

0

**FIG-1.2.3.2.33 STATION DE POMPAGE - VUE EN PLAN À 0 M**

0

**FIG-1.2.3.2.34 STATION DE POMPAGE - VUE EN PLAN À 0 M**

0

**FIG-1.2.3.2.35 STATION DE POMPAGE - VUE EN PLAN À 0 M**

0

**FIG-1.2.3.2.36 STATION DE POMPAGE - VUE EN PLAN À 0 M**

0

**FIG-1.2.3.2.37 STATION DE POMPAGE - COUPE A-A**

**FIG-1.2.3.2.38 STATION DE POMPAGE - COUPE B-B**

**FIG-1.2.3.2.39 STATION DE POMPAGE - COUPE C-C**

**FIG-1.2.3.2.40 STATION DE POMPAGE - COUPE D-D**

**FIG-1.2.3.2.41 STATION DE POMPAGE - COUPE G-G**

**FIG-1.2.3.2.42 STATION DE POMPAGE - COUPES J-J ET K-K**

**FIG-1.2.3.2.43 STATION DE POMPAGE - COUPE 1-1**

**FIG-1.2.3.2.44 STATION DE POMPAGE - COUPE 2-2**

**FIG-1.2.3.2.45 STATION DE POMPAGE - COUPE 3-3**

**FIG-1.2.3.2.46 OUVRAGE DE REJET - VUE EN PLAN AÉRIENNE**

**FIG-1.2.3.2.47 OUVRAGE DE REJET - COUPE A-A**

**FIG-1.2.3.2.48 OUVRAGE DE REJET - COUPE B-B**

**FIG-1.2.3.2.49 OUVRAGE DE REJET - COUPE C-C**

**FIG-1.2.3.2.50 OUVRAGE DE REJET - COUPE D-D**

**FIG-1.2.3.2.51 OUVRAGE DE REJET - COUPE E-E**

**FIG-1.2.3.2.52 OUVRAGE DE REJET - COUPE F-F**

**FIG-1.2.3.2.53 OUVRAGE DE REJET - COUPE G-G**

**FIG-1.2.3.2.54 OUVRAGE DE REJET - COUPE H-H**

**FIG-1.2.3.2.55 OUVRAGE DE REJET - COUPES I-I ET J-J**

□

## SOMMAIRE

<b>.1.2.4 DESCRIPTION DES PRINCIPAUX SYSTÈMES . . . . .</b>	<b>2</b>
<b>1. DESCRIPTION DE LA CHAUDIÈRE . . . . .</b>	<b>2</b>
<b>2. DESCRIPTION DES PRINCIPAUX CIRCUITS AUXILIAIRES DE LA CHAUDIÈRE . . . . .</b>	<b>2</b>
<b>2.1. SYSTÈME D'INJECTION DE SÉCURITÉ / REFROIDISSEMENT DU RÉACTEUR À L'ARRÊT (RIS/RRA) . . . . .</b>	<b>2</b>
<b>2.2. RÉSERVE DE FLUIDE PRIMAIRE DANS L'ENCEINTE (IRWST) . . . . .</b>	<b>3</b>
<b>2.3. SYSTÈME DE BORICATION DE SÉCURITÉ (RBS) . . . . .</b>	<b>3</b>
<b>2.4. SYSTÈME D'ALIMENTATION DE SECOURS DES GÉNÉRATEURS DE VAPEUR (ASG) . . . . .</b>	<b>3</b>
<b>2.5. SYSTÈME DE REFROIDISSEMENT INTERMÉDIAIRE (RRI) . . . . .</b>	<b>3</b>
<b>2.6. SYSTÈME D'EAU BRUTE SECOURUE (SEC) . . . . .</b>	<b>4</b>
<b>2.7. SYSTÈME DE TRAITEMENT ET DE REFROIDISSEMENT DE L'EAU DES PISCINES (PTR) . . . . .</b>	<b>4</b>
<b>2.8. SYSTÈME DE CONTRÔLE VOLUMÉTRIQUE ET CHIMIQUE (RCV) . . . . .</b>	<b>5</b>
<b>2.9. SYSTÈME DE VAPEUR ET DE TRANSFORMATION D'ÉNERGIE . . . . .</b>	<b>5</b>
<b>3. DESCRIPTION DU GROUPE TURBO-ALTERNATEUR ET DU POSTE D'EAU . . . . .</b>	<b>7</b>
<b>4. DESCRIPTION DU POSTE D'ALIMENTATION ÉLECTRIQUE . . . . .</b>	<b>7</b>
<b>5. DESCRIPTION DES SYSTÈMES PARTICIPANT À LA MITIGATION DES ACCIDENTS GRAVES . . . . .</b>	<b>8</b>
<b>5.1. SYSTÈME DE VENTILATION DE L'ESPACE ENTRE ENCEINTE . . . . .</b>	<b>8</b>
<b>5.2. ÉVACUATION ULTIME D'ÉNERGIE DE L'ENCEINTE (EVU) . . . . .</b>	<b>8</b>
<b>5.3. SYSTÈME DE CONTRÔLE DE L'HYDROGÈNE (ETY) . . . . .</b>	<b>9</b>
<b>5.4. SYSTÈME DE REFROIDISSEMENT DU RADIER . . . . .</b>	<b>10</b>
<b>5.5. SYSTÈME DE DÉPRESSURISATION EN SITUATION D'ACCIDENT GRAVE . . . . .</b>	<b>10</b>
<b>6. DESCRIPTION DE LA STATION DE POMPAGE . . . . .</b>	<b>10</b>
<b>7. DESCRIPTION DU TRAITEMENT DES EFFLUENTS . . . . .</b>	<b>11</b>

## **.1.2.4 DESCRIPTION DES PRINCIPAUX SYSTÈMES**

### **1. DESCRIPTION DE LA CHAUDIÈRE**

La chaudière nucléaire est un réacteur à eau pressurisée dimensionné pour une puissance chaudière de 4500 MWth et conçu pour une durée de vie de 60 ans. La puissance prévue lors de la mise en service est de 4300 MWth.

La centrale peut fonctionner en base ou effectuer du suivi de charge entre 25 et 100 % de la puissance nominale. Elle est conçue pour effectuer jusqu'à 2 suivis de charge par jour.

La chaudière nucléaire est constituée :

- d'un cœur contenant 241 assemblages combustible. La structure d'un assemblage combustible est celle d'un réseau carré de 17x17 comprenant 265 crayons combustibles. Le combustible se présente sous la forme de pastilles d'UO<sub>2</sub>. Il est également possible d'utiliser des pastilles de MOX (Mixed Oxyde). Les pastilles sont enfermées dans une gaine en alliage de zirconium pour former les crayons combustible.
- de 4 boucles de refroidissement, remplies d'eau pressurisée à 155 bars abs. Chaque boucle est constituée d'une pompe primaire, d'un générateur de vapeur et de tuyauteries de raccordement. La vapeur est produite dans la partie secondaire des générateurs de vapeur, à une pression de 78 bars abs à pleine puissance.
- d'un pressuriseur, dont la fonction est de maintenir une pression constante dans le circuit primaire.
- de chaînes d'instrumentation permettant de contrôler les différents paramètres de fonctionnement de la chaudière et de mettre en œuvre automatiquement des mesures ayant pour but d'éviter la sortie du domaine de fonctionnement normal.
- de 89 grappes de contrôle, chaque grappe étant constituée de 24 barres de contrôle. Les grappes, associées au bore dilué dans l'eau de refroidissement primaire, permettent de contrôler la réactivité du cœur.
- de plusieurs systèmes auxiliaires nécessaires au pilotage et au maintien en état sûr du réacteur.

### **2. DESCRIPTION DES PRINCIPAUX CIRCUITS AUXILIAIRES DE LA CHAUDIÈRE**

#### **2.1. SYSTÈME D'INJECTION DE SÉCURITÉ / REFROIDISSEMENT DU RÉACTEUR À L'ARRÊT (RIS/RRA)**

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

Une description détaillée du système RIS est donnée dans le sous-chapitre 6.3.

Le système RIS/RRA 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 accumulateurs sont situés à l'intérieur de l'enceinte de confinement. Les pompes RIS MP et BP se trouvent dans  bâtiments de sauvegarde. 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.

### **2.2. RÉSERVE DE FLUIDE PRIMAIRE DANS L'ENCEINTE (IRWST)**

Une description détaillée de l'IRWST est donnée dans le sous-chapitre 6.3.

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. Un dispositif de décolmatage est également prévu pour les filtres RIS (ligne supplémentaire de défense en profondeur)

### **2.3. SYSTÈME DE BORICATION DE SÉCURITÉ (RBS)**

Une description détaillée du système RBS est donnée dans le sous-chapitre 6.7.

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.

### **2.4. SYSTÈME D'ALIMENTATION DE SECOURS DES GÉNÉRATEURS DE VAPEUR (ASG)**

Une description détaillée du système ASG est donnée dans le sous-chapitre 6.6.

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.

### **2.5. SYSTÈME DE REFROIDISSEMENT INTERMÉDIAIRE (RRI)**

Une description détaillée du système RRI est donnée dans la section 9.2.2.

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/RRA 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/RRA 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.

## **2.6. SYSTÈME D'EAU BRUTE SECOURUE (SEC)**

Une description détaillée du système SEC est donnée dans la section 9.2.1.

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.

## **2.7. SYSTÈME DE TRAITEMENT ET DE REFROIDISSEMENT DE L'EAU DES PISCINES (PTR)**

Une description détaillée du système PTR est donnée dans la section 9.1.3.

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).

### **2.8. SYSTÈME DE CONTRÔLE VOLUMÉTRIQUE ET CHIMIQUE (RCV)**

Une description détaillée du système RCV est donnée dans la section 9.3.2.

Le RCV assure le contrôle chimique (ex : borication) 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.

### **2.9. SYSTÈME DE VAPEUR ET DE TRANSFORMATION D'ÉNERGIE**

Une description détaillée du système de vapeur et de transformation d'énergie est donnée dans le chapitre 10.

#### 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'îlotage 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'îlotage, 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 RRA,
- faciliter la régulation de la pression secondaire lors du démarrage de la turbine et notamment au moment du couplage.

### **3. DESCRIPTION DU GROUPE TURBO-ALTERNATEUR ET DU POSTE D'EAU**

Des descriptions détaillées du groupe turbo-alternateur et du poste d'eau sont données dans le chapitre 10.

Le circuit secondaire est conçu pour une puissance thermique de la chaudière de 4524 MW (puissance des pompes primaires incluse).

Le circuit secondaire est constitué de :

- la partie secondaire des générateurs de vapeur, où l'eau secondaire est transformée en vapeur,
- le groupe turbo-alternateur, constitué d'une turbine et d'un alternateur triphasé. Le groupe turbo-alternateur a pour rôle de transformer l'énergie thermique contenue dans la vapeur, sortant des générateurs de vapeur, en énergie électrique. La turbine, qui transforme l'énergie de la vapeur en énergie mécanique, comporte un corps haute pression (HP), trois corps basse pression (BP) à double flux et deux séparateurs surchauffeurs verticaux utilisés pour le séchage au cours de la détente de la vapeur. L'énergie résiduelle est transférée à la source froide via le condenseur. La vitesse de rotation nominale de la turbine est de 1500 tr/mn. L'alternateur est refroidi par de l'hydrogène et de l'eau sous pression.
- un poste d'eau constitué :
  - d'un ensemble de pompes d'extraction,
  - d'un ensemble de réchauffeurs basse pression haute pression,
  - d'une bache alimentaire également utilisée pour le dégazage et le réchauffage de l'eau provenant des réchauffeurs basse pression,
  - de quatre motopompes alimentaires, [],
  - un système d'alimentation normal en eau secondaire des générateurs de vapeur (ARE) comprenant pour chacun des GV une ligne petit débit et une ligne gros débit,
  - une pompe spécifique (AAD) permettant d'alimenter les générateurs de vapeur en phase de démarrage et d'arrêt de la tranche (puissance  $\ll 4\% P_n$ ).

### **4. DESCRIPTION DU POSTE D'ALIMENTATION ÉLECTRIQUE**

Une description détaillée du poste d'alimentation électrique est donnée dans les sous-chapitres 8.1 (sources externes), 8.2, 8.3 et sections 9.5.2.1 et 9.5.2.2 (sources internes).

Le poste d'alimentation électrique a pour mission de fournir la puissance appelée par tous les systèmes auxiliaires requis dans les différentes phases d'exploitation de la tranche. Il se compose de deux parties :

- Les sources externes d'alimentation électrique :
  - La source principale (400 kV), utilisée pour l'évacuation de puissance électrique produite, le démarrage, le passage à l'arrêt normal et le repli de la tranche en conditions accidentelles,
  - La source auxiliaire, utilisée pour replier la tranche en cas de perte simultanée de la source principale et de l'alternateur.
- Les sources internes d'alimentation électrique :

- Quatre générateurs diesels principaux (10 kV chacun),
- Deux générateurs diesels d'ultime secours (10 V chacun),
- La source interne sans coupure qui se compose de batteries d'une autonomie de 10 heures situées dans l'îlot conventionnel et dans l'îlot nucléaire,
- La source interne sans coupure dédiée accident grave qui se compose de deux batteries d'une autonomie de 10 heures situées dans les divisions 1 et 4 de l'îlot nucléaire.

La tranche est connectée au réseau principal par un disjoncteur de ligne. Lorsque l'installation débite sur le réseau, l'énergie transite à travers le transformateur principal (20 kV/400 kV), le disjoncteur de groupe, puis le disjoncteur de ligne.

L'alimentation électrique des auxiliaires s'effectue par deux transformateurs de soutirage à trois enroulements (400 kV / 2x10 kV chacun). L'énergie vient alors du réseau ou de l'alternateur dans les conditions normales d'exploitation. Chaque enroulement secondaire des transformateurs de soutirage alimente un tableau électrique 10 kV différent. Ces 4 tableaux 10 kV forment la tête des 4 trains électriques.

L'alimentation électrique des auxiliaires peut également être réalisée par un transformateur auxiliaire à trois enroulements (400 kV / 2x10 kV), identique aux TS, 10.

En cas de nécessité d'utilisation du réseau auxiliaire, un basculement a lieu entre les transformateurs de soutirage et le transformateur auxiliaire.

## **5. DESCRIPTION DES SYSTÈMES PARTICIPANT À LA MITIGATION DES ACCIDENTS GRAVES**

### **5.1. SYSTÈME DE VENTILATION DE L'ESPACE ENTRE ENCEINTE**

Une description détaillée du système EDE est donnée dans la section 6.2.2.

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.

### **5.2. ÉVACUATION ULTIME D'ÉNERGIE DE L'ENCEINTE (EVU)**

Une description détaillée du système EVU est donnée dans la section 6.2.7.

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 situés dans  des bâtiments de sauvegarde ,
- 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.

### **5.3. SYSTÈME DE CONTRÔLE DE L'HYDROGÈNE (ETY)**

Une description détaillée du système concerné est donnée en section 6.2.4.

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.

#### **5.4. SYSTÈME DE REFROIDISSEMENT DU RADIER**

Une description détaillée des systèmes concernés est donnée en section 6.2.6.

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.

#### **5.5. SYSTÈME DE DÉPRESSURISATION EN SITUATION D'ACCIDENT GRAVE**

Une description détaillée est donnée dans le sous-chapitre 5.4.

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.

### **6. DESCRIPTION DE LA STATION DE POMPAGE**

La station de pompage est composée de quatre voies de filtration :

- 2 voies centrales, équipées chacune de quatre pertuis de préfiltration et d'un tambour filtrant, pour la filtration combinée SEC/CRF,
- 2 voies latérales, équipées chacune d'un pertuis de préfiltration et d'un filtre à chaîne, pour la filtration combinée SEC/SEN.

Chaque pertuis est équipé d'une grille fixe associée à un dégrilleur. Les aspirations sont isolables par batardeaux.

Un ponton flottant disposant de plaques anti-hydrocarbures est installé devant la station de pompage.

Le système de filtration (CFI) fournit principalement l'eau :

- au système SEC pour le refroidissement du RRI,
- au système CRF pour le refroidissement du condenseur,
- au système SEN pour le refroidissement des auxiliaires de la salle des machines,
- au système SRU pour le refroidissement des deux files EVU et de la troisième file PTR. Les pompes SRU peuvent puiser dans deux voies de filtration différentes, et en dernier recours dans le bassin de rejet de tranche.

Les systèmes de prise d'eau et de filtration de l'eau brute sont décrits au chapitre 9.

## **7. DESCRIPTION DU TRAITEMENT DES EFFLUENTS**

Les effluents radioactifs ou susceptibles d'être contaminés sont collectés séparément selon leur état (gaz, liquide ou solides), leur qualité (réutilisables ou usés) et leur degré de pollution chimique et radioactive, par différents circuits et dirigés vers les installations de traitement des effluents liquides, gazeux et solides. Les liquides sont stockés, si nécessaire, traités et contrôlés (caractéristiques physico-chimiques et activité) avant réutilisation dans la centrale ou rejet à l'extérieur. Les gaz sont rejetés à l'extérieur après passage sur des lits à retard assurant la décroissance radioactive des gaz rares (pour les effluents gazeux collectés par le TEG) et sur des filtres HEPA (et pièges à iode si nécessaire). Les déchets solides sont conditionnés avant évacuation hors du site.

Les effluents primaires réutilisables, issus des décharges d'eau primaire liées au fonctionnement de la centrale et en provenance du circuit primaire et du circuit RCV, sont collectés et dirigés vers le circuit de traitement des effluents primaires TEP et sont recyclés (si leur caractéristiques physico-chimiques et leur activité — en tritium notamment — le permettent) en eau (distillats) et acide borique (concentrats) d'appoint pour le circuit primaire. Dans cette catégorie, est également incluse une grande partie des fuites contrôlées et des purges d'équipement des circuits véhiculant du fluide primaire, collectées par RPE et dirigées vers le circuit TEP. Les distillats non recyclables sont transférés au système de traitement des effluents usés pour stockage et contrôle avant transfert vers le circuit de contrôle et de rejet des effluents liquides KER (ou exceptionnellement au système de réservoirs supplémentaire de santé TER).

Les effluents usés, en provenance des installations nucléaires, sont collectés par le système RPE et dirigés vers le système de traitement des effluents usés TEU situé dans le BTE EPR ou vers le circuit de recueil, de contrôle et de rejet des exhaures de la salle des machines OSEK. Afin de faciliter leur traitement ou pour éviter une dispersion de contamination, une sélection est opérée, selon le degré de pollution chimique et radioactive. Pour cela, la collecte des effluents usés est organisée en 3 catégories :

- drains résiduaux (fluide primaire pollué provenant des rinçages des circuits),
- drains de planchers (fluide potentiellement contaminé provenant des fuites exceptionnelles de circuits et des lavages des sols des bâtiments nucléaires),
- drains chimiques (fluide réputé chimiquement pollué et actif, provenant notamment des laboratoires et des circuits de décontamination du fluide primaire).

Après traitement et/ou contrôle dans le BTE, les effluents liquides usés sont dirigés vers les systèmes de site existants (circuit de contrôle et de rejet des effluents liquides KER, système de réservoirs supplémentaires de santé TER).

La collecte et/ou le traitement des effluents gazeux sont répartis entre différents systèmes : RPE partie effluents gazeux pour une partie de la collecte, TEG pour la recombinaison d'hydrogène et la décroissance radioactive de gaz rares et certains systèmes de ventilation (DWN, EBA, DWL notamment).

La collecte et le traitement des déchets solides sont répartis entre le système de tranche TES et la partie du système 8TES situé dans le BTE EPR qui comprend des installations d'entreposage et de conditionnement.



# RAPPORT DE SURETE

— DE FLAMANVILLE 3 —

Version Publique

Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE

CHAPITRE	1
SECTION	2.5
PAGE	1/3

CENTRALES NUCLÉAIRES

Palier EPR

## SOMMAIRE

<b>.1.2.5 PRINCIPES GÉNÉRAUX D'EXPLOITATION . . . . .</b>	<b>2</b>
<b>1. RÉGLAGE DE LA PUISSANCE . . . . .</b>	<b>2</b>
<b>2. MAINTENANCE PRÉVENTIVE . . . . .</b>	<b>2</b>

## .1.2.5 PRINCIPES GÉNÉRAUX D'EXPLOITATION

### 1. RÉGLAGE DE LA PUISSANCE

L'EPR est conçu pour fonctionner en suivi de charge. Il participe également aux ajustements de puissance par le réglage primaire de fréquence et le réglage secondaire (télé-réglage), en fonction des besoins du réseau électrique et des capacités d'ajustement du réacteur, dans la limite des prescriptions fixées par les Spécifications Techniques d'Exploitation.

La tranche peut manœuvrer entre la puissance nominale et le minimum technique. Le suivi de charge permet de suivre les évolutions prévisibles de demande d'énergie. Il peut être mis en œuvre entre 25% Pn et 100% Pn. Deux profils de suivi de charge sont prévus :

- Le suivi de charge léger, entre 60% Pn et 100% Pn, à la vitesse maximale de  $\square$ % Pn/mn,
- Le suivi de charge profond, entre 25% Pn et 60% Pn, à la vitesse maximale de  $\square$ % Pn/mn.

La tranche est capable de fournir entre le minimum technique et la puissance nominale :

- une réserve de  $\square$ % Pn au réseau pour le réglage primaire de fréquence avec une vitesse maximale de  $\square$ % Pn/s ; cette réserve peut être portée à  $\square$ % Pn en fonctionnement sans réglage secondaire de fréquence,
- une réserve de  $\square$ % Pn au réseau entre le minimum technique et 60% Pn pour le réglage secondaire de fréquence avec une vitesse maximale de  $\square$ % Pn/mn,
- une réserve de  $\square$ % Pn au réseau entre 60% Pn et 100% Pn pour le réglage secondaire de fréquence avec une vitesse maximale de  $\square$ % Pn/mn.

Des vitesses de variations de puissance supérieures sont admissibles en cas de perturbation importante du réseau (par ex.  $\square$ % Pn/mn sur le télé-réglage).

Pour réaliser ces différentes opérations, la chaudière EPR utilise le mode de pilotage T.

### 2. MAINTENANCE PRÉVENTIVE

En raison de la conception de l'EPR disposant de quatre trains de sauvegarde, une partie de la maintenance préventive peut être réalisée tranche en puissance (un train à la fois dans les conditions décrites à la section 13.2.2). En arrêt de tranche, il est prévu de réaliser la maintenance préventive uniquement sur un train de sauvegarde à la fois en état E (piscine réacteur pleine), et sur deux trains simultanément dans l'état F (réacteur complètement déchargé).

Pour certains systèmes de classe de sûreté inférieure et pour les systèmes non classés, la maintenance préventive est en général autorisée à tout moment, en conformité avec le chapitre Maintenance des Règles Générales d'Exploitation (RGE). Cependant, des restrictions seront possibles en raison des contraintes liées à la disponibilité de la tranche et aux exigences des Spécifications Techniques d'Exploitation (STE).

L'étude probabiliste de sûreté (EPS) de l'EPR, réalisée en intégrant la maintenance préventive tranche en puissance et à l'arrêt, a permis de valider la maintenance en démontrant que le risque de fusion du cœur obtenu respecte les exigences de sûreté (voir section 13.2.2 et chapitre 18).

Des essais de requalification sont réalisés à la fin de toute intervention de maintenance préventive sur un matériel afin de vérifier qu'il a conservé les performances qu'il avait avant la réalisation de l'intervention. Les essais de requalification comprennent la requalification intrinsèque et la requalification fonctionnelle. Ils suffisent pour démontrer la disponibilité du matériel, et par conséquent ils dispensent de réaliser des essais périodiques suite à une intervention de maintenance.



# RAPPORT DE SURETE

— DE FLAMANVILLE 3 —

**Version Publique**

Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE

CHAPITRE 1

SECTION 2.5

PAGE 3/3

CENTRALES NUCLÉAIRES

Palier EPR

La stratégie de maintenance mise en œuvre pour l'EPR est conforme à celle déjà en vigueur sur les CNPE français en exploitation, mais intégrée dès la conception.

Les principes de la maintenance préventive sont détaillés dans la section 13.2.2.



## RAPPORT DE SURETE

— DE FLAMANVILLE 3 —

Version Publique

Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE

CHAPITRE 1

SECTION 2.6

PAGE 1/3

CENTRALES NUCLÉAIRES

Palier EPR

### SOMMAIRE

<b>.1.2.6 LISTE DES EQUIPEMENTS ET INSTALLATIONS RELEVANT DE LA NOMENCLATURE ICPE . . . . .</b>	<b>2</b>
<b>1. ÉQUIPEMENTS NÉCESSAIRES (EN) . . . . .</b>	<b>2</b>
<b>2. ICPE SITUÉES À L'INTÉRIEUR DU PÉRIMÈTRE D'UNE INB . . . . .</b>	<b>2</b>
<b>3. ICPE SITUÉES À L'EXTÉRIEUR DU PÉRIMÈTRE INB APPARTENANT AU CNPE . . . . .</b>	<b>2</b>
<b>4. LISTE DES ÉQUIPEMENTS ET INSTALLATIONS RELEVANT D'UNE RUBRIQUE DE LA NOMENCLATURE DES ICPE . . . . .</b>	<b>2</b>

## **.1.2.6 LISTE DES EQUIPEMENTS ET INSTALLATIONS RELEVANT DE LA NOMENCLATURE ICPE**

Ce chapitre traite de la définition de la liste des équipements, installations et stockages de la centrale EPR Flamanville 3 relevant d'une rubrique de la nomenclature ICPE.

Les articles L. 593-1 à 3 et L. 593-33 du code de l'environnement définissent l'Installation Nucléaire de Base (INB) et précisent le régime juridique applicable aux équipements, activités et installations liés à une installation nucléaire.

Ces équipements, activités ou installations peuvent relever d'une rubrique de la nomenclature des Installations Classées pour la Protection de l'Environnement (ICPE), qui figure en annexe de l'article R. 511-9 du Code de l'Environnement. En fonction de seuils fixés par la nomenclature, ces installations sont soumises à une procédure d'Autorisation (A), de Déclaration (D) ou d'Enregistrement (E) ou de Contrôle périodique (C) prévu par l'article L. 512-11 du code de l'environnement.

Les équipements et installations situés sur un site nucléaire et relevant d'une rubrique de la nomenclature des ICPE, appliquent la réglementation en vigueur en fonction de leur implantation (à l'intérieur ou à l'extérieur du périmètre INB), de leur fonction et de leur caractère nécessaire ou non à l'exploitation de l'INB, conformément aux dispositions des articles L. 593-3 et L. 593-33.I du code de l'environnement.

### **1. EQUIPEMENTS NÉCESSAIRES (EN)**

Un **Équipement Nécessaire (EN)** au sens de l'article L. 593-3 du code de l'environnement, est un équipement ou une installation situé à l'intérieur du périmètre de l'INB et nécessaire à son exploitation.

Ces équipements et installations sont réputés faire partie de l'INB et sont donc soumis à la réglementation applicable aux INB. Même s'ils relèvent d'une rubrique des nomenclatures ICPE ou IOTA, ces équipements et installations ne sont pas soumis aux dispositions du code de l'environnement qui sont applicables aux ICPE/IOTA. L'ASN est l'autorité compétente pour ces installations.

### **2. ICPE SITUÉES À L'INTÉRIEUR DU PÉRIMÈTRE D'UNE INB**

A contrario, une installation et un équipement relevant d'une rubrique ICPE et situé dans le périmètre INB, mais qui n'est pas nécessaire à l'exploitation de l'INB reste soumis au régime des ICPE. Le régime juridique de ces équipements est précisé à l'article R.593-86 du code de l'environnement.

Par dérogation au régime classique des ICPE, l'ASN se substitue au préfet pour autoriser, contrôler et, le cas échéant, sanctionner.

### **3. ICPE SITUÉES À L'EXTÉRIEUR DU PÉRIMÈTRE INB APPARTENANT AU CNPE**

Les ICPE appartenant au CNPE mais situées à l'extérieur du périmètre INB sont uniquement soumises au régime ICPE classique fixé par le code de l'environnement. Dans le régime classique de la législation ICPE, le préfet est l'autorité administrative compétente.

### **4. LISTE DES EQUIPEMENTS ET INSTALLATIONS RELEVANT D'UNE RUBRIQUE DE LA NOMENCLATURE DES ICPE**

Conformément à l'article 1.2.5 de la décision ASN n°2013-DC-0360 du 16 juillet 2013, le CNPE de Flamanville 3 tient à jour une liste des équipements et installations mentionnés aux 1er et 2ème alinéas de l'article L.593-3 du code de l'environnement.



## RAPPORT DE SURETE

— DE FLAMANVILLE 3 —

**Version Publique**

Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE

CHAPITRE	1
SECTION	2.6
PAGE	3/3

CENTRALES NUCLÉAIRES

Palier EPR

Cette liste comprend les ICPE, les Equipements Nécessaires (EN) et les installations, ouvrages, travaux et aménagements (IOTA).

La liste est mise à jour chaque année au 31 décembre et transmise par le CNPE de Flamanville 3 à l'Autorité de Sûreté Nucléaire au plus tard le 31 mars de l'année suivante par voie électronique selon un format défini par l'Autorité de Sûreté Nucléaire.



**RAPPORT DE SURETE**

**— DE FLAMANVILLE 3 —**

**Version Publique**

Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE

CHAPITRE 1

SECTION 3

PAGE 1/25

CENTRALES NUCLÉAIRES

Palier EPR

**SOMMAIRE**

**.1.3 TABLEAU DE COMPARAISON – COMPARAISON AVEC DES  
RÉACTEURS DE CONCEPTION SIMILAIRE (N4 ET KONVOI) . . . . . 3**



**RAPPORT DE SURETE**

**— DE FLAMANVILLE 3 —**

**Version Publique**

Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE

CHAPITRE 1

SECTION 3

PAGE 2/25

CENTRALES NUCLÉAIRES

Palier EPR

**TABLEAUX :**

**TAB-1.3.1 COMPARAISON AVEC DES RÉACTEURS DE CONCEPTION**

**SIMILAIRE (N4 ET KONVOI)..... 4**

### .1.3 TABLEAU DE COMPARAISON – COMPARAISON AVEC DES RÉACTEURS DE CONCEPTION SIMILAIRE (N4 ET KONVOI)

Un tableau de comparaison des principales données du palier français N4 et Konvoi Allemand avec l'EPR est présenté ci-après.

## **TAB-1.3.1 COMPARAISON AVEC DES RÉACTEURS DE CONCEPTION SIMILAIRE (N4 ET KONVOI)**

SYSTÈMES / PARAMÈTRES	UNITÉ	EPR	Palier N4	Réacteur KONVOI
<b>GÉNÉRALITÉS</b>				
Puissance électrique nette	MWe	≈1675	1475	1365
Puissance thermique (cœur)	MWth	4500 <sup>1</sup>	4250	3850
Rendement	%	36	34,5	35,4
Durée de vie	An- nées	60	40	40
Programme de température		La température moyenne cœur est constante dans la partie haute de la plage de charge (entre 60 et 100% de la puissance nominale)	Décroissance linéaire de la température moyenne cœur entre 100 et 0% de puissance  (la température branche froide varie faiblement dans une plage ≤4°C)	La température moyenne cœur est constante dans la partie haute de la plage de charge (entre 50 et 100% de la puissance nominale)
<b>CIRCUIT PRIMAIRE PRINCIPAL (RCP)</b>				
Nombre de boucles		4	4	4
Pression de fonctionnement du CPP (abs)	MPa	15,5	15,5	15,8
Pression de dimensionnement du CPP (abs) dans les conditions T/H	MPa	17,6	17,2	17,6

SYSTÈMES / PARAMÈTRES	UNITÉ	EPR	Palier N4	Réacteur KONVOI
Température d'entrée cuve dans les conditions T/H	°C	295,6 <sup>1</sup>	292,1	291
Température de sortie cuve dans les conditions T/H	°C	329,8 <sup>1</sup>	329,1	324,5
Matériaux		□	□ □ □	□
Prise en compte du principe d'exclusion de rupture		Oui	Non	Oui

1. Cette valeur correspond à la valeur qui a conduit à la Demande d'Autorisation de Création (DAC)

SYSTÈMES / PARAMÈTRES	UNITÉ	EPR	Palier N4	Réacteur KONVOI
<b>CONCEPTION MÉCANIQUE DU CŒUR</b>				
<b>Assemblage combustible</b>				
Principe de pilotage à puissance nominale		Mode T : · Séparation groupes de contrôle/ groupes d'arrêt  · Groupes d'arrêt noirs et groupes de contrôle noirs et gris (5 groupes de contrôle).	Mode X : 4 groupes « gris » partiellement insérés  Mode A : Pas de grappes de contrôle profondément insérées	Mode S :  Groupes « noirs » uniquement  Pas de séparation groupes de contrôle/groupes d'arrêt
Géométrie des assemblages combustibles		17 x 17-24	17 x 17-25	18 x 18 -24
Nombre d'assemblages combustibles		241	205	193
Nombre de grappes de contrôle		89 (81 grappes noires et 8 grappes grises)	73 (65 noires et 8 grappes grises)	61 (grappes noires seulement)
Longueur active de l'assemblage combustible (dans les conditions à froid)	mm	4200	4270	3900
Longueur totale de l'assemblage combustible	mm	4802	4800	4830
Poids du combustible par assemblage ( en UO <sub>2</sub> )	kg	□	□	□

SYSTÈMES / PARAMÈTRES	UNITÉ	EPR	Palier N4	Réacteur KONVOI
<b><i>Crayons combustibles</i></b>				
Nombre de crayons		63865 (265 crayons /assemblage)	54120	57900
Diamètre extérieur	cm	0,95	0,95	0,95
Pas du réseau	cm	1,26	1,26	1,27
Densité de puissance linéique moyenne	W/cm	□	□	□
Epaisseur de gaine	cm	0,057	0,057	0,0641
<b><i>Pastilles combustible</i></b>				
Composition		UO <sub>2</sub>	UO <sub>2</sub>	UO <sub>2</sub> ou MOX
Enrichissement (max) U 235	%	≤ 4,2	3,4	4,0
Taux d'épuisement moyen de décharge	MWd /kgHM	< 58	40	50
Capacité MOX		Pas de gestion MOX sur l'EPR actuellement	Pas de gestion MOX sur le N4 actuellement	Oui (50%)

SYSTÈMES / PARAMÈTRES	UNITÉ	EPR	Palier N4	Réacteur KONVOI
<b>Grille</b>				
Réseau de crayons		17 x 17	17 x 17	18 x 18
<b>Structure du cœur</b>				
Cloisonnement du cœur		Réflecteur lourd	Cloisonnement vissé	Cloisonnement soudé
<b>Débit du réfrigérant primaire</b>				
Débit massique total aux conditions nominales	kg/s	□	□	□
Débit massique dans le cœur aux conditions nominales	kg/s	□	□	□

SYSTÈMES / PARAMÈTRES	UNITÉ	EPR	Palier N4	Réacteur KONVOI
<i>Instrumentation du cœur</i>				
Instrumentation Excore		Chaînes de mesures de flux	Chaînes de mesures de flux	Chaîne de mesures du flux
Instrumentation Incore		« montage sur le couvercle de la cuve » 40 doigts de gant de mesures aero-ball 12 doigts de gants de détection fixes pour un total de 72 détecteurs à neutrons et 36 (12x3) thermocouples fixes de sortie cœur	« montage par le bas de la cuve » 6 détecteurs mobiles de mesure de fission 60 assemblages combustibles instrumentés 52 thermocouples de sortie cœur	« montage sur le couvercle de la cuve » 28 doigts de gant de mesures aero-ball 8 doigts de gant de détection fixes 48 (8x6) détecteurs 24 (8x3) thermocouples de sortie cœur

SYSTÈMES / PARAMÈTRES	UNITÉ	EPR	Palier N4	Réacteur KONVOI
<b>CUVE</b>				
<b>Dimensionnement de la cuve</b>				
Pression de dimensionnement / en service (abs)	MPa	17,6/15,5	17,2/15,5	17,6/15,8
Température de dimensionnement	°C	351	343	350
Fluence fin de vie (objectif de dimensionnement)	n/cm <sup>2</sup>	□ 2,5x10 <sup>19</sup> (OUT-IN) FDV RT <sub>NDT</sub> < 30°C (60 ans)	□	□
Tubulures		□	□	□
Support		□	□	□
Épaisseur de paroi de la virole cylindrique + épaisseur du revêtement	mm	□	□	□
Diamètre intérieur au niveau du cœur	mm	4870	4486	5000
Matériau		□	□	□

SYSTÈMES / PARAMÈTRES	UNITÉ	EPR	Palier N4	Réacteur KONVOI
<b>POMPES PRIMAIRES</b>				
Débit (Best Estimate – valeur de dimensionnement)	m <sup>3</sup> /h	□	□	□
Hauteur manométrique (Best Estimate – valeur de dimensionnement)	m	□	□	□
<b>Moteur</b>				
Puissance nominale (à chaud / à froid)	kW	□	□	□
<b>GÉNÉRATEURS DE VAPEUR</b>				
Pression de dimensionnement de l'enveloppe secondaire (abs)	MPa	10,0	9,1	8,83
Pression vapeur en arrêt à chaud (0%PN) (abs)	MPa	9,0	≈ 8,1	≈ 8,0
Pression de saturation (abs)	MPa	7,8	7,31	6,55
Pression vapeur à la sortie des générateurs de vapeur (abs)	MPa	7,69	7,23	6,45
Débit de vapeur principale	kg/s	2552 (4 x 638,1)	2402	2050
Surface totale d'échange	m <sup>2</sup>	□	□	□

SYSTÈMES / PARAMÈTRES	UNITÉ	EPR	Palier N4	Réacteur KONVOI
Masse d'eau dans la partie secondaire du GV à pleine charge	Tonnes	□	□	□
Température de l'eau alimentaire à l'entrée des GV à 100% de puissance	°C	230	229,5	218
Nombre de tubes en U		□	□	□
Diamètre extérieur des tubes en U	mm	□	□	□
Matériau de l'enveloppe sous pression		□ 20 MND 5	□	□
Matériau des tubes		□	□	□

SYSTÈMES / PARAMÈTRES	UNITÉ	EPR	Palier N4	Réacteur KONVOI
<b>SYSTÈME DE REFROIDISSEMENT À L'ARRÊT</b>				
Localisation du système de refroidissement à l'arrêt		Hors enceinte	Dans l'enceinte	Hors enceinte
Nombre de pompes		4 (pompes RIS BP)	2	4 mixtes avec l'ISBP
Hauteur manométrique à débit nul	mCE	□	□	□
<b>PRESSURISEUR</b>				
Diamètre de la tubulure d'expansion du pressuriseur	mm	□	□	□
Fixation de la ligne d'expansion		axial	axial	latéral
Puissance installée nominale totale	kW	□	□	□
Volume interne	m <sup>3</sup>	75	60	65
Capacité par soupape de sûreté (valeur minimale)	kg/s	□	□	□

SYSTÈMES / PARAMÈTRES	UNITÉ	EPR	Palier N4	Réacteur KONVOI
<b>CONCEPTION DU RIS-RA</b>				
<i>Pompes d'injection de sécurité moyenne pression</i>				
Nombre de pompes		4	2 via un collecteur	4
Hauteur manométrique à débit nul (Pour des valeurs de débit minimales)	mCE	□	□	□
Injection des RIS MP		En branche froide	En branche froide	En branche froide / branche chaude
<i>Pompes d'injection de sécurité basse pression ISBP</i>				
Nombre de pompes		4	2 via un collecteur	4
Injection des RIS BP		En branche froide (court terme) et en branche chaude (long terme)	En branche froide pour le court terme (froide et chaude pour le long terme)	En branche froide et chaude
Hauteur manométrique à débit nul (Pour des valeurs de débit minimales)	CE	□	□	□
<i>Accumulateurs</i>				
Nombre d'accumulateurs		4	4	8
Localisation de l'injection		En branche froide	En branche froide	En branche froide et chaude
Pression d'injection (abs)	MPa	□	□	□
Volume total	m <sup>3</sup>	□	□	□
Concentration nominale de bore (en bore naturel équivalent)	ppm	□	□	□

SYSTÈMES / PARAMÈTRES	UNITÉ	EPR	Palier N4	Réacteur KONVOI
<b>Système de borication</b>				
Système utilisé en fonctionnement normal		Système de contrôle volumétrique et chimique (RCV)	Système de contrôle volumétrique et chimique (RCV)	Système de contrôle volumétrique et chimique (RCV)
Système de sûreté		Système de borication de secours(2 trains)	Système de contrôle volumétrique et chimique (RCV) Utilisation du RCV pour la phase long terme (phase manuelle) RIS MP et décharge du CPP (par les soupape de sécurité pressuriseur si le RCV est indisponible ou inefficace)	Système de borication de secours(4 trains)
Débit minimum par train	m <sup>3</sup> /h	□		

SYSTÈMES / PARAMÈTRES	UNITÉ	EPR	Palier N4	Réacteur KONVOI
<b>Alimentation en eau</b>				
En fonctionnement normal		Système d'alimentation en eau principal (ARE)	Système d'alimentation en eau principal (ARE)	Système d'alimentation en eau principal (ARE)
En phase d'arrêt et de démarrage		Systèmes dédiés pour les opérations d'arrêts et de démarrage (1 pompe) : AAD ou CEX	Utilisation du système d'alimentation de secours ASG	Système dédié pour les opérations d'arrêts et de démarrage avec 2 pompes, toutes deux alimentées par une alimentation électrique secourue
Conditions incidentelles et accidentelles		Système d'alimentation de secours 4 trains séparés et indépendants avec banalisations  Les 4 pompes ASG sont entraînées par des moteurs électriques secourues par les diesels principaux et 2 pompes sont secourues par les diesels SBO	système d'alimentation de secours 4 pompes via banalisation (2 par 2) 2 moto-pompes électriques 2 turbo-pompes	système d'alimentation de secours 4 trains séparés et indépendants avec des banalisations  Chaque pompe est entraînées par : - diesel (directement) et - moteur électrique (sans alimentation secourue )
Débit ASG minimal par train	m <sup>3</sup> /h	90	□	

SYSTÈMES / PARAMÈTRES	UNITÉ	EPR	Palier N4	Réacteur KONVOI
<b>SYSTEME DE REFROIDISSEMENT DES PISCINES</b>				
Volume de la piscine combustible	m <sup>3</sup>	≈ 1595	1150	
		2 trains principaux (2 pompes par train principaux) et un train de secours (1 pompe)	2 trains (1 pompe par train)	
Débit nominal	kg/s	Pompes de refroidissement des trains principaux : 250 Pompe de secours : 164,5	Pompes de refroidissement : 105,6	
<b>SYSTÈME DE RÉFRIGÉRATION INTERMÉDIAIRE DE L'ÎLOT NUCLÉAIRE RRI</b>				
		4 trains (1 pompe par train, 1 échangeur par train)	2 trains (2 pompes par train, 2 demi-échangeur par train)	
<b><i>Pompes principales</i></b>				
Plage de débit	m <sup>3</sup> /h	Min = 1517 ; Max = 3050	□	
Plage de hauteur manométrique	mCE	Min = 58,1 ; Max = 70,4	□	

SYSTÈMES / PARAMÈTRES	UNITÉ	EPR	Palier N4	Réacteur KONVOI
<i>Echangeurs</i>				
Débit du fluide coté chaud	kg/s	900	□	
Température d'entrée du fluide chaud	°C	44,5	□	
Température de sortie du fluide chaud	°C	35	□	
Débit du fluide froid	kg/s	950	□	
Température d'entrée du fluide froid	°C	26	□	
Température de sortie du fluide froid	°C	35	□	

SYSTÈMES / PARAMÈTRES	UNITÉ	EPR	Palier N4	Réacteur KONVOI
<b>CIRCUIT D'EAU BRUTE SECOURUE</b>				
Nombre de pompes		4 (4 trains)	4 (2 trains, 2 pompes 100% /train)	
Débit nominal par pompe		950 kg/s	□	
<b>DISTRIBUTION ÉLECTRIQUE</b>				
Alimentation en fonctionnement normal		4 trains indépendants dans 2 divisions	2 trains indépendants en 2 divisions	4 trains indépendants en 4 divisions
Alimentations de secours		Concept 4 trains, 4 divisions 4 diesels principaux d'une puissance de $\approx$ 7MWe environ chacun dans des bâtiments séparés géographiquement (10 kV) 2 petits diesels d'ultime secours(690 V) Diversité par tailles différentes de diesel et par différentes tensions(10kV, 690V)	Concept 2 trains, 2 divisions 2 diesels de 8MWe chacun dans deux bâtiments séparés Diversité de 2 diesels par ajout : d'un turbo alternateur de 135kW pour la conduite court terme alimenté par la vapeur secondaire et d'une turbine à gaz de 7MWe pour le long terme	Concept 4 trains, 4 divisions 4 diesels (5MWe chacun) dans des bâtiments dédiés et 4 diesels d'ultimes secours (0.96 kVA chacun) dans des bâtiments séparés et complètement protégés Diversité par taille des diesels différentes

SYSTÈMES / PARAMÈTRES	UNITÉ	EPR	Palier N4	Réacteur KONVOI
<b>Contrôle commande</b>				
Technologie		Numérique	Numérique	Analogique, liaisons câblées technologie numérique et informatique pour certaines applications
Salle de commande		Pilotage à l'aide d'écrans informatiques (excepté pour le panneau de commande sûreté)  Protégé contre les agressions externes	Pilotage à l'aide d'écrans informatiques (excepté pour le panneau de commande sûreté)  Protégé contre les agressions externes	Conventionnel avec un système d'assistance numérique  Protégé contre les agressions externes
Station de repli		Station de repli avec écrans informatiques pour rejoindre et maintenir le réacteur dans un état sûr pour le cas d'indisponibilité de la salle de commande  Protégé contre les agressions externes	Panneau de repli conventionnel pour rejoindre et maintenir le réacteur dans un état sûr en cas d'indisponibilité de la salle de commande principale  Protégé contre les agressions externes	Station de commande de sécurité (dans un bâtiment séparé) pour maintenir le réacteur dans un état sûr en cas d'indisponibilité de la salle de commande principale  Protégé contre les agressions externes

SYSTÈMES / PARAMÈTRES	UNITÉ	EPR	Palier N4	Réacteur KONVOI
<b>ENCEINTE</b>				
		Concept deux enceintes	Concept deux enceintes	Concept deux enceintes
Enceinte interne		Béton précontraint (1,3 m)	Béton précontraint	Enceinte sphérique en acier □
		avec peau métallique	sans peau	
Enceinte externe		Béton armé (1.80 m) Espace entre enceinte en dépression	Béton armé □ Espace entre enceinte en dépression	Béton armé □ Entre enceinte en dépression
Critère de débit de fuite lors des pics de pression et température dans l'enceinte de confinement	vol %/jour	< 0,3	□	□
Système de contrôle de la pression lors des accidents graves		(système d'aspersion et de refroidissement de l'eau de la piscine en fond de bâtiment réacteur) 2 trains requis à court terme et 1 train requis à long terme	Décompression de l'enceinte par éventage sous filtration	Décompression de l'enceinte par éventage sous filtration
Pression de dimensionnement (abs)	MPa	0,55	0,53	0,63

SYSTÈMES / PARAMÈTRES	UNITÉ	EPR	Palier N4	Réacteur KONVOI
Pression de vérification de l'étanchéité (abs)	MPa	0,65		
Volume interne	m <sup>3</sup>	≈ 80 000	72 700	70 000
Diamètre	m	46,8 (cylindrique)	□	□
<b><i>Aspersion enceinte</i></b>				
Prévue dans le cadre des événements PCC		non	2 trains (100 %) hors enceinte	non

SYSTÈMES / PARAMÈTRES	UNITÉ	EPR	Palier N4	Réacteur KONVOI
<b>BÂCHE PTR</b>				
			Bâche externe en acier inoxydable	
Localisation		Dans l'enceinte	Hors enceinte	Dans l'espace annulaire
Nombre		1	1	4
Volume total d'eau	m <sup>3</sup>	Min = 1854 ; Max = 2020	□	□
<b>CAS DE CHARGES PRIS EN COMPTE POUR LE SÉISME ET L'EXPLOSION</b>				
Séisme pris à la conception		EUR-spectra / 0,25 g	□	□
Onde de surpression Explosion	kPa	10	□	

□

SYSTÈMES / PARAMÈTRES	UNITÉ	EPR	Palier N4	Réacteur KONVOI
<b>GROUPE TURBO-ALTERNATEUR</b>				
<i>Turbine</i>				
Nombre		1 par tranche	1 par tranche	1 par tranche
Vitesse de rotation	tr/min	1500	1500	1500
Architecture		1 corps haute pression 1 corps moyenne pression 3 corps basse pression	1 corps haute pression 1 corps moyenne pression 3 corps basse pression	
Longueur turbine	m	≈ 50 m	50,4	
Soutirages de vapeur	/	7	6	
<i>Admission turbine</i>				
Débit	kg/s	≈ 2559	□	
Pression	bar abs	≈ 75,2 (pour 4524MWth)	□	
Température	°C	≈ 291	□	
<i>Sortie HP</i>				
Pression	bar abs	≈ 11,6	□	
Température	°C	≈ 184	□	

SYSTÈMES / PARAMÈTRES	UNITÉ	EPR	Palier N4	Réacteur KONVOI
<b>Séparateur surchauffeur</b>				
Nombre	/	2	2	
<b>Admission moyenne pression et basse pression</b>				
Pression	bar abs	≈ 11,2	□	
Température	°C	≈ 277	□	
<b>Pression au condenseur</b>	mbar abs	≈ 46	□	
<b>Alternateur</b>				
Puissance active nominale	MW	≈ 1750	□	
Tension	kV	23	20	
Refroidissement du rotor	/	hydrogène	hydrogène	
Refroidissement du stator	/	eau	eau	

## SOMMAIRE

<b>.1.4 ORGANISATION AU STADE DE LA CONCEPTION, DE LA CONSTRUCTION ET DE L'EXPLOITATION . . . . .</b>	<b>3</b>
<b>1. IDENTIFICATION DES PRINCIPAUX PARTICIPANTS . . . . .</b>	<b>3</b>
<b>2. L'ORGANISATION D'EDF . . . . .</b>	<b>3</b>
<b>2.1. L'ORGANISATION DE LA DIRECTION INGÉNIERIE ET PROJETS NOUVEAU NUCLÉAIRE . . . . .</b>	<b>3</b>
<b>2.1.1. EDVANCE . . . . .</b>	<b>4</b>
<b>2.1.2. LE CENTRE NATIONAL D'EQUIPEMENT DE PRODUCTION D'ELECTRICITÉ . . . . .</b>	<b>4</b>
<b>2.1.3. LA DIRECTION TECHNIQUE . . . . .</b>	<b>4</b>
<b>2.1.4. LA DIRECTION INDUSTRIELLE . . . . .</b>	<b>5</b>
<b>2.1.5. LA DIRECTION DE PROJET FLAMANVILLE 3 (DPFA3) . . . . .</b>	<b>5</b>
<b>2.2. L'ORGANISATION D'EDF POUR LE PROJET EPR . . . . .</b>	<b>6</b>



# RAPPORT DE SURETE

— DE FLAMANVILLE 3 —

Version Publique

Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE

CHAPITRE 1

SECTION 4

PAGE 2/11

CENTRALES NUCLÉAIRES

Palier EPR

## FIGURES :

<b>FIG-1.4.1 ORGANIGRAMME DE L'ÉQUIPE DE DIRECTION (COMEX) DU GROUPE EDF .....</b>	<b>8</b>
<b>FIG-1.4.2 ORGANIGRAMME DE LA DIRECTION INGÉNIERIE ET PROJETS NOUVEAU NUCLÉAIRE .....</b>	<b>9</b>
<b>FIG-1.4.3 ORGANISATION DU PROJET EPR FLAMANVILLE 3.....</b>	<b>10</b>
<b>FIG-1.4.4 ORGANISATION DES ACTIVITÉS D'INGÉNIERIE SUR LE PROJET EPR .....</b>	<b>11</b>

## **.1.4 ORGANISATION AU STADE DE LA CONCEPTION, DE LA CONSTRUCTION ET DE L'EXPLOITATION**

### **1. IDENTIFICATION DES PRINCIPAUX PARTICIPANTS**

L'organisation au stade de la conception, de la construction, et de l'exploitation découle des rôles et responsabilités respectifs d'EDF et des constructeurs entrepreneurs ou prestataires de service qui participent à la conception, la réalisation, l'exploitation et la mise à l'arrêt des installations de production d'énergie électrique.

EDF intervient en tant que :

- propriétaire-investisseur,
- concepteur,
- exploitant,
- responsable du cycle du combustible et des déchets associés.

Les constructeurs, entrepreneurs et prestataires de service participent de façon plus ou moins étendue à l'exécution :

- des études,
- de la construction, de la fabrication et des montages,
- des essais et de la mise en service.

Ce sous-chapitre précise l'organisation générale des principaux participants, en insistant plus particulièrement sur les structures concernées par les aspects de sûreté :

- la Direction Ingénierie et Projets Nouveau Nucléaire (DIPNN), responsable au sein du groupe EDF de la construction et de la mise en service des centrales nucléaires,
- la Direction de Production Nucléaire et Thermique (DPNT), responsable au sein du groupe EDF de l'exploitation et de la mise à l'arrêt des centrales nucléaires,
- la Direction de Projet Flamanville 3 (DPFA3).

L'organisation au stade de l'exploitation est décrite dans le chapitre I des Règles Générales d'Exploitation.

### **2. L'ORGANISATION D'EDF**

#### **2.1. L'ORGANISATION DE LA DIRECTION INGÉNIERIE ET PROJETS NOUVEAU NUCLÉAIRE**

Au sein du groupe EDF (voir figure [FIG-1.4.1](#)), la Direction Ingénierie et Projets Nouveau Nucléaire (DIPNN) est en charge du nouveau nucléaire et de la préparation du futur.

La Direction Ingénierie et Projets Nouveau Nucléaire comprend 4 Directions opérationnelles, 1 unité d'ingénierie et 3 Directions de Projet (ainsi que 4 Directions centrales en support : voir figure [FIG-1.4.2](#)) :

- la Direction du Développement,
- la Direction Industrielle (DI),
- la Direction Support aux Projets et Transformation Numérique (DSPTN),
- la Direction Technique (DT),

- le Centre National d'Équipement de Production d'Électricité (CNEPE),
- la Direction de Projet Flamanville 3,
- la Direction de Projet EPR2,
- la Direction de Projet Hinkley Point C.

La DIPNN s'appuie également sur l'entité d'ingénierie EDVANCE, filiale du groupe EDF

### **2.1.1. EDVANCE**

La société EDVANCE, filiale à 80% d'EDF qui en a le contrôle exclusif et à 20% de FRAMATOME, est en charge de l'ingénierie de conception et de réalisation de projets d'îlots nucléaires et de contrôle commande des nouveaux réacteurs. Elle assure les missions de :

- Responsable de la conception détaillée de l'îlot nucléaire de l'EPR, du fonctionnement général conduite et contrôle commande, FRAMATOME « le chaudériste » étant intégrateur de la chaudière, concepteur et fabricant du CPP, fournisseur du contrôle commande de sûreté et de l'instrumentation nucléaire ;
- Intégrateur de l'ensemble de l'îlot Nucléaire (fonction intégrateur des lots de fournitures externes et internes constituant l'îlot Nucléaire) ;
- Pilotage et assistance à la surveillance de certains contrats de l'îlot nucléaire ;
- Optimisation de la synergie entre les projets par la mise en commun des compétences d'ingénierie et de l'expertise de FRAMATOME et d'EDF au sein d'une filiale commune.

### **2.1.2. Le Centre National d'Équipement de Production d'Électricité**

Le Centre National d'Équipement de Production d'Électricité (CNEPE), a en charge l'ingénierie de l'îlot conventionnel, de la source froide et des installations de site des centrales nucléaires. Il assure les missions de :

- Responsable pour la construction neuve de la conception de la partie conventionnelle de l'installation et de la source froide ;
- Appui technique aux projets développés par EDF à l'international ;
- Sur le Parc en exploitation, appui en temps réel auprès des unités pour les parties conventionnelles ;
- Conception et pilotage des modifications techniques des installations (salle des machines, station de pompage,...) et des opérations de remplacement sur les gros composants (alternateurs, réchauffeurs, pôles transformateur principal,...) pour contribuer à l'allongement de la durée de fonctionnement des installations ;
- Pilotage de la moitié des équipes dédiées sur site pour assurer la maîtrise d'oeuvre des modifications et maintenance du génie civil des centrales.

### **2.1.3. La Direction Technique**

La Direction Technique (DT) est le bureau d'études central de la DIPNN. La DT est en charge pour la DIPNN de la doctrine technique de conception et de la conduite de la préparation de l'avenir dont la recherche et développement. Ses missions sont :

- Etablir la doctrine de conception des installations et des matériels nucléaires (principes, règles, spécifications techniques) ;
- Assurer la démonstration de la sûreté de ces installations et matériels, depuis leur conception jusqu'à l'arrêt définitif ;
- Assurer la cohérence des produits combustibles nucléaires et optimiser leur utilisation en réacteur ;
- Préparer les moyens de production du futur :

- Contribuer à la mise au point de nouveaux modèles de réacteurs nucléaires de 3<sup>ème</sup> génération ;
- Contribuer à la préparation de ceux de 4<sup>ème</sup> génération ;
- Piloter les activités de R&D d'EDF dans le domaine du nucléaire ;
- Piloter le développement et la validation des outils et méthodes de calcul.

#### **2.1.4. La Direction Industrielle**

La Direction Industrielle (DI) fournit à ses partenaires, en France et à l'étranger, tous les éléments pour garantir la maîtrise de la fabrication, du montage et du comportement en service des matériels composant leurs ouvrages de production.

Pour le compte de la Direction Ingénierie et Projets Nouveau Nucléaire et la Direction de Production Nucléaire et Thermique, la DI a les missions :

- En amont de l'exploitation, de :
  - garantie du respect des exigences techniques et réglementaires relatives aux matériaux,
  - surveillance des fabrications des matériels destinés aux centrales nucléaires,
  - veille sur le conditionnement chimique des circuits primaires, secondaires et tertiaires,
  - contribution aux choix des sites d'implantation,
  - fourniture de données d'entrée pour les études d'impact sur l'environnement,
- En phase d'exploitation, de :
  - surveillance des examens non destructifs,
  - réalisation des expertises destructives en laboratoire,
  - élaboration de méthodes pour la surveillance de l'environnement (chimie, radiochimie, microbiologie),
  - analyse des phénomènes à risques sanitaires ou environnementaux en laboratoire,
- En matière de retour d'expérience, de :
  - capitalisation du REX,
  - acteur dans le domaine des codes et normes nucléaires.

#### **2.1.5. La Direction de Projet Flamanville 3 (DPFA3)**

La Direction de Projet Flamanville 3 (DPFA3) est le représentant de l'exploitant de l'INB jusqu'à sa mise en service (partielle, puis définitive hors périmètre de la ZEPN) par délégation et assume la MOA dans le domaine de la sécurité. Il assure les missions de :

- Pilotage global du projet ;
- Pilotage et surveillance des contrats chaudière et contrôle commande ;
- Coordination des activités d'EDVANCE, du CNEPE, de la DIPDE (Division de l'Ingénierie du Parc, de la Déconstruction et de l'Environnement), de la DP2D (Direction Projets Déconstruction et Déchets), de la DT, de la DI et les relations avec les représentants du futur exploitant DPN après mise en service de l'INB ;
- Rendre compte à l'ASN des événements significatifs vis-à-vis de la sûreté, de la radioprotection et de l'environnement en se faisant assister par EDVANCE, la DT, la DI, le CNEPE, la DIPDE et la DP2D, si nécessaire.

## **2.2. L'ORGANISATION D'EDF POUR LE PROJET EPR**

Sous l'égide de la DIPNN commanditaire du projet, les Directions impliquées dans le projet sont les suivantes :

A l'extérieur de la Direction Ingénierie et Projets Nouveau Nucléaire :

- **EDVANCE filiale du groupe EDF,**
- **La Direction Financière** qui suit les projets nucléaires et qui au travers du Contrôle de Gestion de la DIPNN s'assure de la maîtrise des coûts du projet,
- **La Direction des Achats** qui au travers de DAPI (Direction Achats Production Ingénierie) a en charge la préparation, la négociation et le suivi pour les aspects contractuels des contrats de fourniture d'équipements et matériels de l'EPR,
- **La Direction Juridique** qui apporte son soutien pour la préparation des dossiers requis pour les procédures administratives et pour l'ensemble des documents contractuels avec les fournisseurs,
- **La Direction de Production Nucléaire et Thermique** qui est en charge :
  - de vérifier la prise en compte à la conception des besoins du futur exploitant DPN en matière de conduite et maintenance, de faire bénéficier l'EPR du Retour d'EXpérience acquis tout au long de l'exploitation des tranches du parc, de s'assurer que les options retenues sont cohérentes avec les positions EDF prises pour le parc en exploitation (responsabilité de la Division Production Nucléaire),
  - de réaliser le cahier des charges et l'approvisionnement pour le combustible du réacteur EPR (responsabilité de la Division Combustible Nucléaire),
  - de réaliser les études environnementales et la préparation des opérations de déconstruction (responsabilité de la Division de l'Ingénierie du Parc, de la Déconstruction et de l'Environnement (DIPDE)).

A l'intérieur de la Direction Ingénierie et Projets Nouveau Nucléaire :

- **Les Directions opérationnelles et les Unités d'ingénierie de la DIPNN** sont en charge de l'ensemble des activités d'ingénierie nécessaires pour la construction et la mise en service de l'EPR.
- **La Direction de Projet Flamanville 3** est en charge du pilotage opérationnel global du projet (voir figure [FIG-1.4.3](#)). Par délégation du COMEX, la DIPNN, sous l'autorité de son directeur, assure la MOA du projet. Elle en confie la MOE à la Direction de Projet FA3. La DPFA3 est représentant de l'exploitant de l'INB jusqu'à sa mise en service (partielle, puis définitive hors périmètre de la ZEPN) par délégation et assume la MOA dans le domaine de la sécurité.

La définition des responsabilités respectives lors de la construction et des essais est précisée au chapitre 14.

Les activités techniques du Projet EPR sont réparties en trois niveaux (voir figure [FIG-1.4.4](#)) :

- **Le niveau 1 a en charge les activités traditionnelles d'Architecte Ensemble regroupant :**
  - les tâches projet (coût, planning, procédures, reporting,...),
  - le management technique du projet (référentiel technique, dossiers d'installation et de fonctionnement général, gestion des interfaces, listes de documents, cahier des charges systèmes et bâtiments...),
  - les relations externes (Autorité de Sûreté, Administrations,...),
  - la préparation, la négociation et le suivi technique des contrats « Chaudière Nucléaire », Contrôle-Commande, Salle des Machines, des contrats de site et du contrat d'étude de l'îlot nucléaire hors chaudière,

- la définition du lotissement contractuel et le pilotage des achats,
- le pilotage et la coordination des activités de construction et mise en service sur site.

Ces activités sont assurées par la Direction de Projet Flamanville 3 (pour le pilotage global du projet et les relations externes), EDVANCE (pour l'îlot nucléaire et le bâtiment des effluents) et le CNEPE (pour l'îlot conventionnel et les bâtiments de site) avec le support :

- de la DT pour les aspects doctrine et référentiel techniques, études relatives au combustible ainsi que les Etudes Probabilistes de Sûreté,
- de la DI pour la surveillance des fabrications pour l'ensemble des matériels,
- de la DIPDE (Direction de l'ingénierie du Parc, de la déconstruction et de l'environnement au sein de la Direction de Production Nucléaire et Thermique) pour les aspects environnementaux.

- **Le niveau 2 est en charge de :**

- la rédaction des spécifications techniques détaillées des matériels et des bâtiments,
- l'évaluation technique des offres des fournisseurs et le support correspondant lors de la négociation,
- la préparation des documents d'exécution pour la construction et l'exploitation (plans guide de génie civil et d'installation, maquette 3D, dossiers de systèmes élémentaires, dossiers descriptifs des bâtiments, documents d'essais, documents de maintenance et d'exploitation, ...),
- la préparation de certains dossiers techniques pour l'Autorité de Sûreté,
- la supervision technique des études détaillées et des fabrications réalisées par les fournisseurs au niveau 3.

Ces activités de niveau 2 sont assurées par :

- FRAMATOME pour la chaudière,
- EDVANCE pour l'îlot nucléaire hors chaudière,
- le CNEPE pour les bâtiments de site et certains équipements de l'îlot conventionnel et GENERAL ELECTRIC pour la salle des machines.

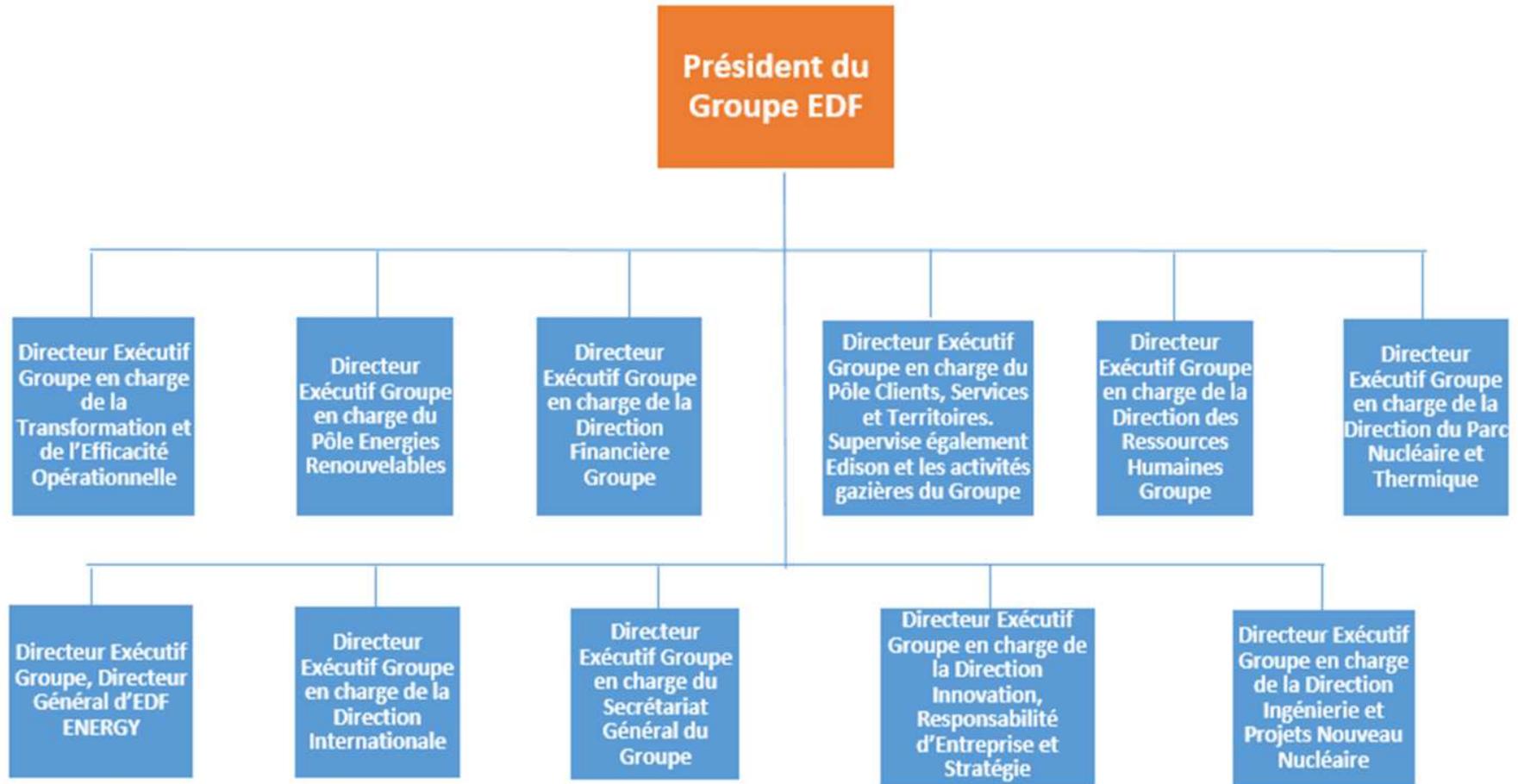
- **Le niveau 3 est en charge :**

- des études d'exécution,
- des fabrications et qualification,
- des montages,
- des essais de mise en service partiels.

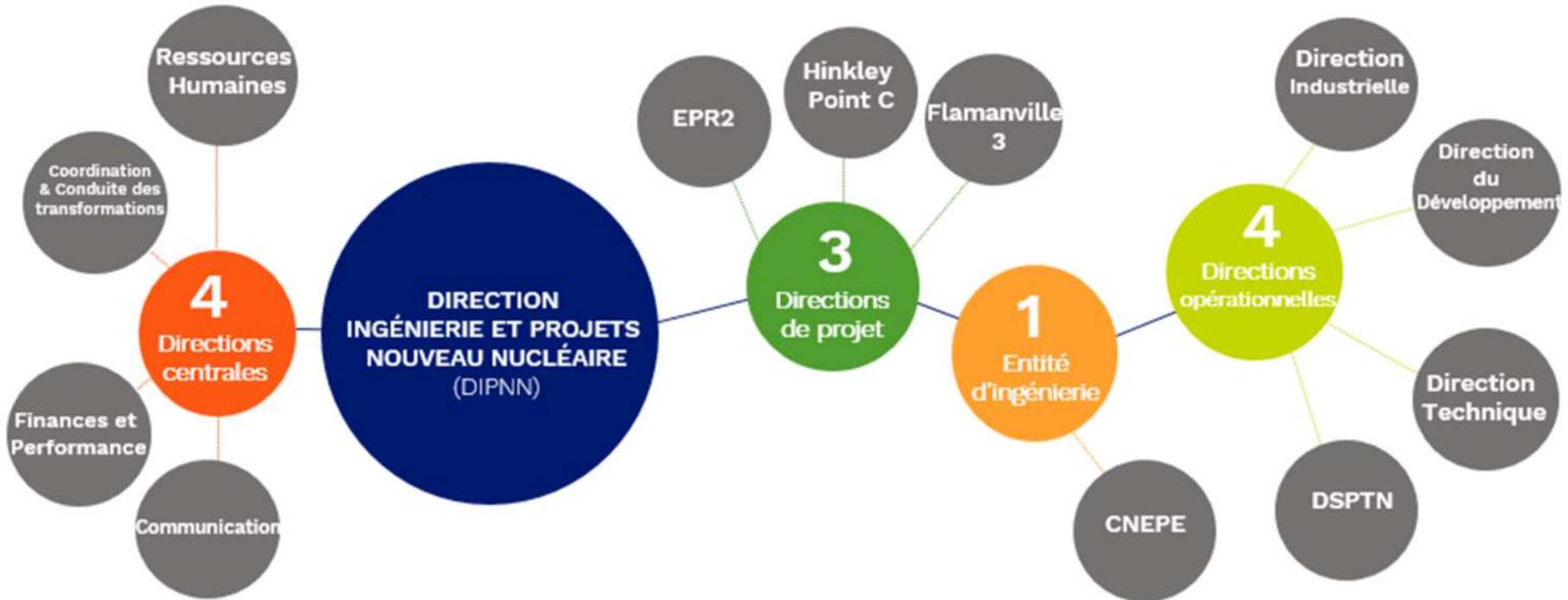
Ces activités de niveau 3 sont assurées par :

- les fournisseurs de FRAMATOME pour les gros composants de la chaudière et les équipements du CPP et CSP,
- les fournisseurs d'EDF pour les ouvrages et les équipements de l'îlot nucléaire, de l'îlot conventionnel et de site.

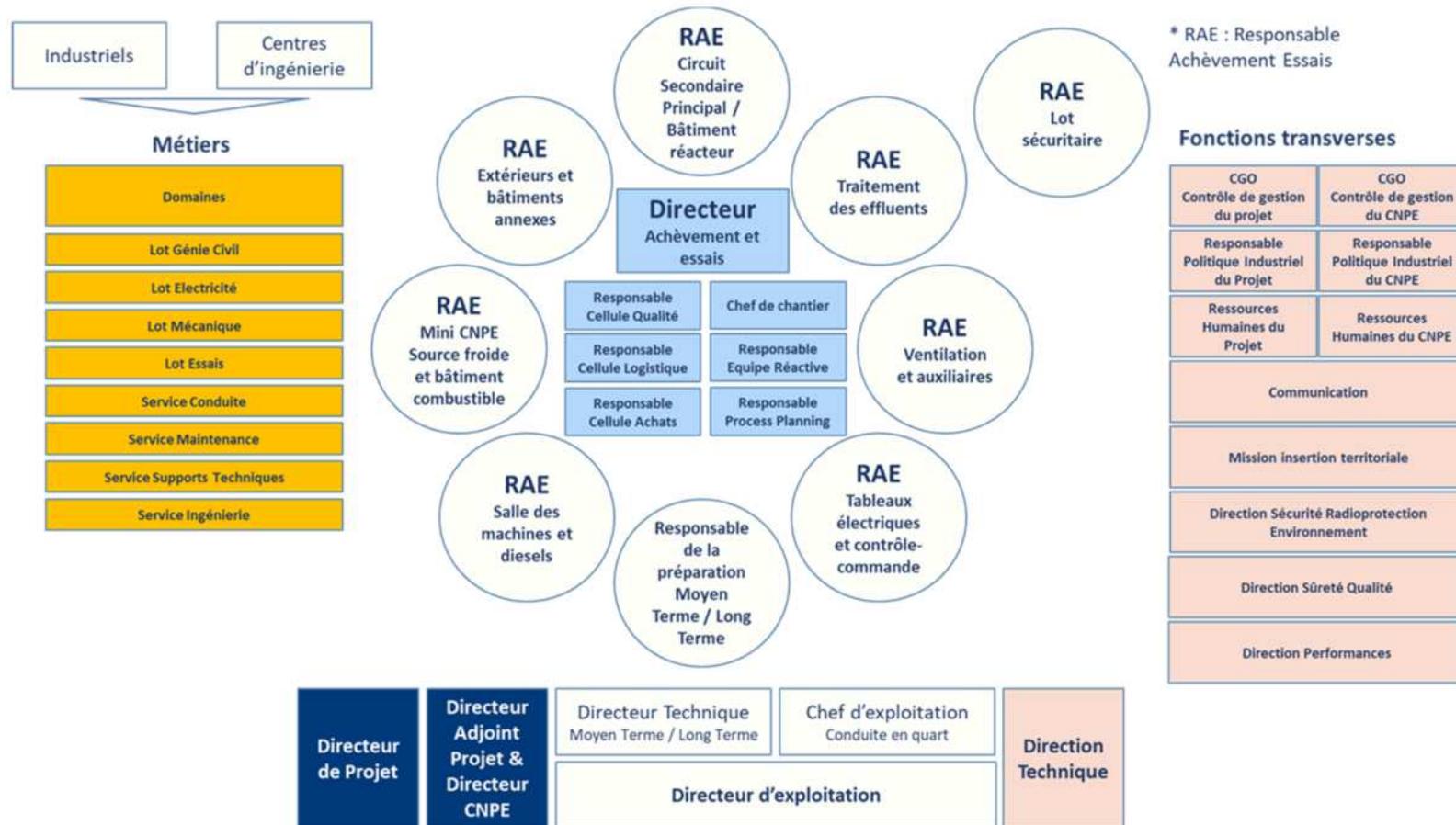
**FIG-1.4.1 ORGANIGRAMME DE L'ÉQUIPE DE DIRECTION (COMEX) DU GROUPE EDF**



**FIG-1.4.2 ORGANIGRAMME DE LA DIRECTION INGÉNIERIE ET PROJETS NOUVEAU NUCLÉAIRE**

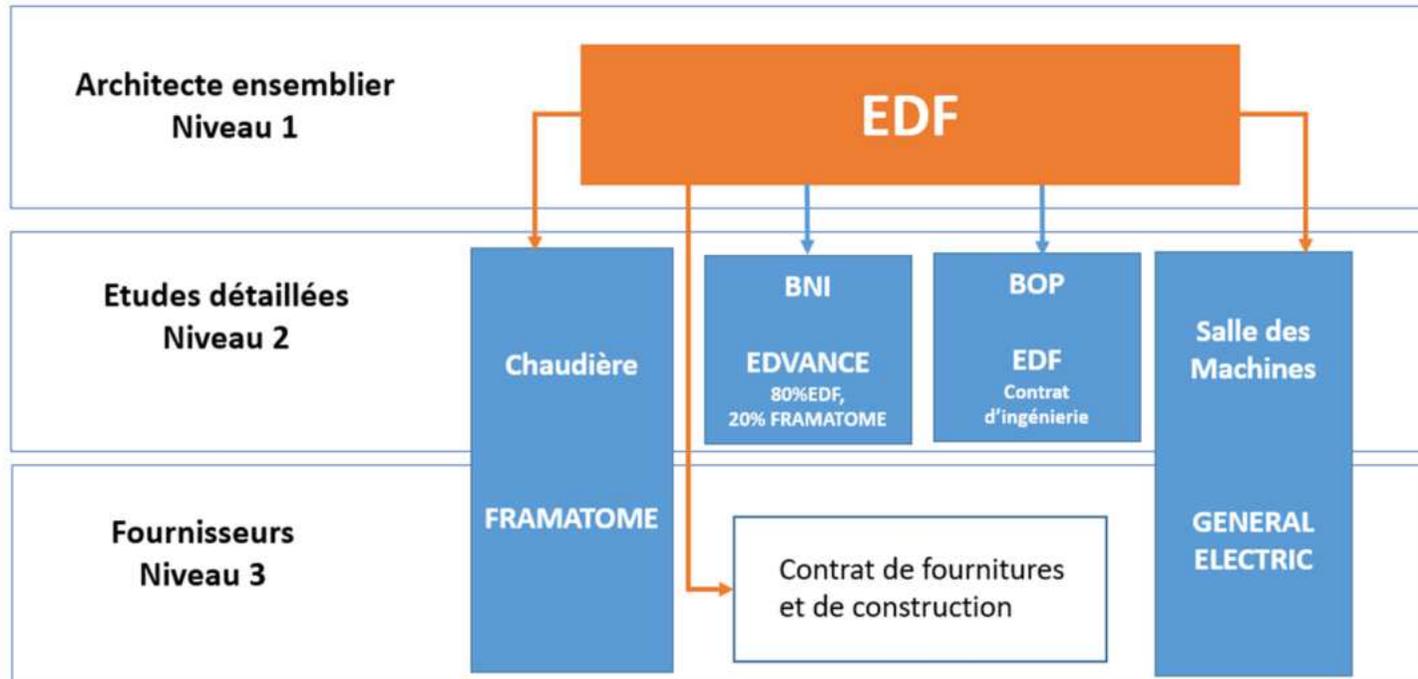


## FIG-1.4.3 ORGANISATION DU PROJET EPR FLAMANVILLE 3



## FIG-1.4.4 ORGANISATION DES ACTIVITÉS D'INGÉNIERIE SUR LE PROJET EPR

### Une architecture de projet en 3 niveaux



BNI : îlot nucléaire hors chaudière  
 BOP : bâtiments de site

→ Contrats d'études  
 → Contrats de fourniture

**SOMMAIRE**

<b>.1.5 ÉVALUATION DU PROGRAMME DE RECHERCHE ET DÉVELOPPEMENT</b>	<b>3</b>
<b>1. INTRODUCTION</b>	<b>3</b>
<b>2. SUJETS NON LIÉS AUX ACCIDENTS GRAVES</b>	<b>3</b>
2.1. <input type="checkbox"/>	3
2.1.1. <input type="checkbox"/>	3
2.1.2. <input type="checkbox"/>	3
2.2. <input type="checkbox"/>	4
2.2.1. <input type="checkbox"/>	4
2.2.2. <input type="checkbox"/>	4
2.3. <input type="checkbox"/>	4
2.3.1. <input type="checkbox"/>	4
2.3.2. <input type="checkbox"/>	4
2.4. <input type="checkbox"/>	4
2.4.1. <input type="checkbox"/>	4
2.4.2. <input type="checkbox"/>	4
2.5. <input type="checkbox"/>	4
2.6. <input type="checkbox"/>	4
2.6.1. <input type="checkbox"/>	4
2.6.2. <input type="checkbox"/>	4
2.6.3. <input type="checkbox"/>	4
2.7. <input type="checkbox"/>	4
2.8. <input type="checkbox"/>	4
<b>3. ACCIDENTS GRAVES</b>	<b>5</b>
3.1. <input type="checkbox"/>	5
3.2. <input type="checkbox"/>	5
3.3. <input type="checkbox"/>	5
3.3.1. <input type="checkbox"/>	5
3.3.2. <input type="checkbox"/>	6
3.3.3. <input type="checkbox"/>	6



# RAPPORT DE SURETE

— DE FLAMANVILLE 3 —

Version Publique

Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE

CHAPITRE 1

SECTION 5

PAGE 2/7

CENTRALES NUCLÉAIRES

Palier EPR

3.3.4. <input type="checkbox"/>	6
3.3.5. <input type="checkbox"/>	6
3.3.6. <input type="checkbox"/>	6
3.4. <input type="checkbox"/>	6
3.4.1. <input type="checkbox"/>	6
3.4.2. <input type="checkbox"/>	6
3.4.3. <input type="checkbox"/>	6
3.4.4. <input type="checkbox"/>	6
3.4.5. <input type="checkbox"/>	6
3.5. <input type="checkbox"/>	6
3.6. <input type="checkbox"/>	6
3.7. <input type="checkbox"/>	6
<b>LISTE DES RÉFÉRENCES.</b>	<b>7</b>

## **.1.5 ÉVALUATION DU PROGRAMME DE RECHERCHE ET DÉVELOPPEMENT**

### **1. INTRODUCTION**

Ce sous-chapitre décrit les activités de Recherche et de Développement (R&D) servant à valider les caractéristiques du réacteur EPR qui diffèrent des centrales françaises et allemandes existantes. Ces activités figurent dans les programmes des travaux de R&D existants.

Le développement du réacteur EPR a commencé avec des hypothèses de découplage pénalisantes et avec des méthodes conservatives. Des travaux de Recherche et de Développement ont été nécessaires pour justifier les solutions retenues et permettre l'utilisation des meilleurs outils et l'application d'hypothèses plus réalistes. Les travaux de R&D ont été initiés dans différents pays, certains sponsorisés notamment par l'Union Européenne ; ils ont été suivis par le projet pour optimiser l'approche réacteur EPR et permettre d'en donner une meilleure perception.

Par ailleurs, nous distinguons la R&D nécessaire pour traiter des aspects qui ne sont pas liés aux accidents graves en tenant compte des nouvelles solutions de conception du réacteur EPR (voir [§ 2.](#)) de la R&D relative aux accidents graves (voir [§ 3.](#)) ; la prise en compte de la mitigation des conséquences d'un accident grave dès la phase de conception constituant une nouveauté du réacteur EPR par rapport aux centrales existantes.

### **2. SUJETS NON LIÉS AUX ACCIDENTS GRAVES**

Cette section s'appuie sur la comparaison des caractéristiques du réacteur EPR avec celles des centrales françaises et allemandes existantes. Elle montre que, en raison du caractère évolutif du réacteur EPR, le besoin d'actions spécifiques en matière de R&D est en général limité à la qualification de l'adaptation des matériels existants ou à leur amélioration. Ces actions couvrent les éléments suivants :

- éléments internes de la cuve et du fond de cuve,
- guides de grappes,
- réflecteur lourd,
- concept de mitigation des incidents / accidents de perte de réfrigérant primaire par le circuit de refroidissement de secours du cœur,
- mitigation des incidents / accidents de perte de réfrigérant primaire : brèches intermédiaires / rupture de tube(s) de générateur de vapeur,
- composants des générateurs de vapeur,
- système de filtration IRWST,
- rupture de tuyauteries en support à la démarche exclusion de rupture.

#### **2.1. □**

##### **2.1.1. □**

□

##### **2.1.2. □**

□



# RAPPORT DE SURETE

— DE FLAMANVILLE 3 —

Version Publique

Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE

CHAPITRE

1

SECTION

5

PAGE

4/7

CENTRALES NUCLÉAIRES

Palier EPR

2.2.

2.2.1.

2.2.2.

2.3.

2.3.1.

2.3.2.

2.4.

2.4.1.

2.4.2.

2.5.

2.6.

2.6.1.

2.6.2.

2.6.3.

2.7.

2.8.

### **3. ACCIDENTS GRAVES**

La démonstration du respect des objectifs de sûreté lors d'un accident grave avec fusion du cœur s'est appuyée d'une part sur les nombreux résultats de R&D internationaux à caractère générique menés depuis de nombreuses années, et d'autre part sur des travaux analytiques et expérimentaux spécifiques à la conception de l'EPR.

En effet, la prise en compte au stade de la conception d'un accident grave hypothétique, a généré des travaux de R&D permettant de définir des moyens de mitigation, en particulier le récupérateur du corium dans l'enceinte ; elle a aussi permis de démontrer leur efficacité par des études conclusives vis-à-vis de la sûreté.

En complément, la R&D accident grave générique en cours, visant à lever les principales incertitudes sur certains phénomènes physiques, permet de mieux quantifier les marges existantes vis-à-vis des objectifs radiologiques.

La méthodologie générale de la R&D accident grave a consisté à comprendre les phénomènes physiques mis en jeu, pour développer ensuite les modèles physiques utilisés dans les codes de calcul.

Un travail continu de validation et d'amélioration de la modélisation, au fur et à mesure de l'acquisition de nouvelles connaissances, a visé à s'assurer que les codes représentent de la manière la plus fidèle possible la réalité des phénomènes physiques.

Récemment, dans le cadre des projets européens Sarnet 1 [\[1\]](#) et Sarnet 2 (2009-2013) de nombreux organismes ont décidé de mutualiser leurs efforts de R&D pour progresser encore dans la connaissance des phénomènes et justifier l'amélioration de la sûreté aussi bien pour les réacteurs en fonctionnement que pour les futurs réacteurs.

[\[2\]](#)

La R&D accident grave utilisée pour le réacteur EPR concerne les principaux sujets suivants :

- la dégradation en cuve,
- le risque relatif à une explosion vapeur,
- la stabilisation du corium dans l'enceinte,
- la mitigation du risque hydrogène dans l'enceinte,
- l'évacuation de la puissance résiduelle de l'enceinte,
- le comportement des produits de fission dans l'enceinte,
- la paroi interne de l'enceinte de confinement.

#### **3.1. [\[3\]](#)**

[\[4\]](#)

#### **3.2. [\[5\]](#)**

[\[6\]](#)

#### **3.3. [\[7\]](#)**

[\[8\]](#)

##### **3.3.1. [\[9\]](#)**

[\[10\]](#)



# RAPPORT DE SURETE

— DE FLAMANVILLE 3 —

Version Publique

Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE

CHAPITRE 1

SECTION 5

PAGE 6/7

CENTRALES NUCLÉAIRES

Palier EPR

## 3.3.2.

## 3.3.3.

## 3.3.4.

## 3.3.5.

## 3.3.6.

## 3.4.

### 3.4.1.

### 3.4.2.

### 3.4.3.

### 3.4.4.

### 3.4.5.

## 3.5.

## 3.6.

## 3.7.



# RAPPORT DE SURETE

— DE FLAMANVILLE 3 —

Version Publique

Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE

CHAPITRE 1

SECTION 5

PAGE 7/7

CENTRALES NUCLÉAIRES

Palier EPR

## LISTE DES RÉFÉRENCES



**RAPPORT DE SURETE**  
**— DE FLAMANVILLE 3 —**

**Version Publique**

Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE

CHAPITRE : 1

SECTION : 6

PAGE : 1/1

CENTRALES NUCLÉAIRES

Palier EPR

## **1.6 RÉFÉRENCES**

### **1.6.1 POSITIONS DE L'AUTORITÉ DE SÛRETÉ NUCLÉAIRE**

### **1.6.2 CODES TECHNIQUES EPR**

### **1.6.3 ENGAGEMENTS EDF (REFERENCES "D")**

## SOMMAIRE

<b>.1.6.1 POSITIONS DE L'AUTORITÉ DE SÛRETÉ NUCLÉAIRE . . . . .</b>	<b>2</b>
<b>1. LETTRE DGSNR ÉMISE AVANT LES "DIRECTIVES TECHNIQUES"</b>	
<b>(RÉFÉRENCE "A") . . . . .</b>	<b>2</b>
<b>2. « DIRECTIVES TECHNIQUES » ET « RÈGLES TECHNIQUES »</b>	
<b>(RÉFÉRENCE "B") . . . . .</b>	<b>2</b>
<b>3. LETTRES DGSNR, DRIRE ET ASN ÉMISES APRÈS LES "DIRECTIVES</b>	
<b>TECHNIQUES" (RÉFÉRENCES "C") . . . . .</b>	<b>2</b>
<b>3.1. ANTÉRIEURES AU DÉCRET N°2007-534 DU 10 AVRIL 2007 . . . . .</b>	<b>2</b>
<b>3.2. POSTÉRIEURES AU DÉCRET N°2007-534 DU 10 AVRIL 2007 . . . . .</b>	<b>5</b>
<b>4. DEMANDES SUITES AUX INSPECTIONS (RÉFÉRENCES "E") . . . . .</b>	<b>23</b>

### **.1.6.1 POSITIONS DE L'AUTORITÉ DE SÛRETÉ NUCLÉAIRE**

Les positions de l'Autorité de Sûreté Nucléaire sont référencées ci-après. Cette liste prend en compte les demandes de l'ASN :

- faisant suite à l'instruction ;
- faisant suites aux inspections et qui impactent le Dossier de Mise en Service.

Cette section retrace les différents échanges techniques intervenus au cours de la conception et de la construction de l'EPR Flamanville 3. Les demandes qui le nécessitaient ont été prises en compte dans les pièces constitutives du dossier de mise en service.

### **1. LETTRE DGSNR ÉMISE AVANT LES "DIRECTIVES TECHNIQUES" (RÉFÉRENCE "A")**

- [A] Lettre DSIN-Paris n°1321/93 du 22 juillet 1993  
Cette lettre reprend la « déclaration conjointe des Autorités de Sûreté française et allemande sur une approche commune de sûreté pour les réacteurs à eau sous pression du futur »

### **2. « DIRECTIVES TECHNIQUES » ET « RÈGLES TECHNIQUES » (RÉFÉRENCE "B")**

- [B] Lettre DGSNR DGSNR/SD2/N° 729/2004 du 28 septembre 2004 « Options de sûreté du projet de réacteur EPR » transmettant :
- Les « Directives Techniques pour la conception et la construction de la nouvelle génération de réacteurs nucléaires à eau sous pression »
  - Les « Règles techniques relatives à la construction des circuits primaires et secondaires principaux des réacteurs à eau sous pression »

### **3. LETTRES DGSNR, DRIRE ET ASN ÉMISES APRÈS LES "DIRECTIVES TECHNIQUES" (RÉFÉRENCES "C")**

#### **3.1. ANTÉRIEURES AU DÉCRET N°2007-534 DU 10 AVRIL 2007**

- [C1] Lettre DGSNR DGSNR-GRE/BCCN/DE/AR N° 020252 – 10 juin 2002  
Examen des choix de conception et de fabrication des gros composants de la chaudière du projet de réacteur nucléaire EPR
- [C2] Lettre DGSNR DGSNR/SD2/N° 033/2003 – 20 janvier 2003  
Conséquences des événements du 11 septembre 2001 sur la conception du projet de réacteur EPR
- [C3] Lettre DGSNR DGSNR/SD2/N° 240/2003 – 9 avril 2003  
Examen des études détaillées du projet de réacteur EPR
- [C4] Lettre DGSNR DGSNR/SD5/FC/MFG n°030465 – 15 octobre 2003  
Examen des choix de conception des gros composants de la chaudière du projet de réacteur nucléaire EPR. Conception et fabrication de la virole porte-tubulure de la cuve

- [C5] Lettre DGSNR DGSNR/SD2/N° 989/2004 – 14 janvier 2004  
Projet de plan du rapport préliminaire de sûreté
- [C6] Lettre DGSNR DGSNR/SD2/N° 132/2004 – 23 février 2004  
Examen des études de conception détaillées du projet de réacteur EPR
- [C7] Lettre DGSNR DGSNR/SD2/N° 424/2004 – 26 mai 2004  
Methodologie d'évaluation des conséquences radiologiques des accidents
- [C8] Lettre DGSNR DGSNR/SD2/N° 640/2004 – 23 août 2004  
Projet du réacteur EPR
- [C9] Lettre DRIRE FC/MA n° 040454 – 23 septembre 2004  
Instruction gros composants EPR
- [C10] Lettre DGSNR DGSNR/SD2/N° 729/2004 – 28 septembre 2004  
Options de sûreté du projet de réacteur EPR
- [C11] Lettre DGSNR DGSNR/SD2/N° 2081/2004 – 6 janvier 2005  
Référentiel d'évaluation des conséquences radiologiques des accidents
- [C12] Lettre DGSNR DGSNR/SD5/FC/MFG N° 041694 – 22 février 2005  
Examen des choix de conception du pressuriseur de la chaudière du réacteur nucléaire EPR
- [C13] Lettre DGSNR DEP/SD2/N° 181/2005 – 14 avril 2005  
Suites du GP du 18 novembre 2004
- [C14] Lettre DGSNR DGSNR/SD5/PM/MFG N° 050258 – 06 juin 2005  
Examen des choix de conception des enceintes de mécanismes de commande de grappes du projet de réacteur nucléaire EPR
- [C15] Lettre DGSNR DGSNR/SD2/N° 307/2005 – 17 juin 2005  
Identification du référentiel réglementaire et para-réglementaire applicable
- [C16] Lettre DGSNR DEP-SD2/N° 0440/2005 – 10 août 2005  
Suites du GP du 5 juillet 2005
- [C17] Lettre DGSNR DGSNR/SD2/N° 597/2005 – 26 décembre 2005  
Evolution du référentiel d'évaluation des conséquences radiologiques des accidents et analyses de sensibilité présentées dans le rapport préliminaire de sûreté du projet de réacteur EPR
- [C18] Lettre DGSNR DGSNR/SD5/FC/MFG n° DEP-SD5-0074-2006 – 13 février 2006  
Examen de la démonstration de l'exclusion de rupture des tuyauteries primaires et secondaires principales du projet de réacteur EPR
- [C19] Lettre DGSNR DGSNR/SD2/N° 0073/2006 – 23 février 2006  
Avant-projet d'étude d'impact dans l'éventualité d'une demande d'autorisation de création d'un réacteur EPR à Flamanville
- [C20] Lettre DGSNR DGSNR/SD2/N° 0074/2006 – 23 février 2006

Avant-projet d'étude de dangers dans l'éventualité d'une demande d'autorisation de création d'un réacteur EPR à Flamanville

- [C21] Lettre DGSNR DGSNR/SD5/FC/MFG n° DEP-SD5-0072-2006 – 24 février 2006  
Application de l'arrêté du 12 décembre 2005 et rapport préliminaire de sûreté
- [C22] Lettre DGSNR/SD5/PM/MFG n°0100-2006 – 20 mars 2006  
Examen des choix de conception des générateurs de vapeur du projet de réacteur nucléaire EPR
- [C23] Lettre DGSNR DGSNR/SD2/N°0075/2006 – 22 mars 2006  
Avant-projet du rapport préliminaire de sûreté dans l'éventualité d'une demande d'autorisation de création d'un réacteur EPR à Flamanville
- [C24] Lettre DGSNR DEP-SD2/N° 0171/2006 – 27 mars 2006  
Suites du GP du 1<sup>er</sup> décembre 2005
- [C25] Lettre DGSNR DEP-SD2/N° 0197/2006 – 6 avril 2006  
Suites de la réunion du Groupe Permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires du 26 janvier 2006
- [C26] Lettre DGSNR DEP-SD2/N° 236/2006 – 28 avril 2006  
Positions et demandes préliminaires concernant les sujets techniques devant être examinés par le Groupe Permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires début juillet 2006
- [C27] Lettre DGSNR FC/VF DEP-SD5-0181-2006 – 18 mai 2006  
Examen des choix de conception de la virole porte-tubulures et du couvercle de cuve du projet de réacteur EPR
- [C28] Lettre DRIRE PM/MJH DEP-SD5-0191-2006 – 23 mai 2006  
Erosion-corrosion des tuyauteries du circuit secondaire principal du projet de réacteur EPR en acier ferritique P355NH
- [C29] Lettre DRIRE PM/MJH DEP-SD5-0186-2006 – 2 juin 2006  
Modalités d'application de l'arrêté du 12/12/2005
- [C30] Lettre DRIRE PM/MJH-DEP-SD5-0330-2006 – 21 août 2006  
Réponse à la lettre de suite concernant les grands choix de conception du générateur de vapeur du projet de réacteur EPR
- [C31] Lettre DGSNR DEP-SD4-1046-2006 – 21 septembre 2006  
Réunion du groupe de travail sur le retour d'expérience des exercices
- [C32] Lettre DGSNR DEP-SD5-0438-2006 – 18 octobre 2006  
Examen des choix de conception des enceintes de mécanismes du projet de réacteur EPR

- [C33] Lettre ASN DEP-DCN-0641-2006 – 19 janvier 2007  
Examen de la sûreté du projet de réacteur EPR FLAMANVILLE 3 - Suites des réunions du Groupe Permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires des 6 et 11 juillet 2006
- [C34] Lettre ASN DEP-DCN-025-2007 – 25 janvier 2007  
Risques d'origine non nucléaire

### **3.2. POSTÉRIEURES AU DÉCRET N°2007-534 DU 10 AVRIL 2007**

- [C35] Lettre ASN DEP-DCN-0218-2007 – 16 mai 2007  
Référentiel d'évaluation des conséquences radiologiques des accidents
- [C36] Lettre ASN PM/CB-DEP-DEP-0313-2007 – 30 août 2007  
Démarche de classement des équipements sous pression nucléaire pour le réacteur EPR
- [C37] Lettre ASN DEP-DCN-0403-2007 – 10 septembre 2007  
Instruction anticipée de la mise en service du réacteur n°3 du CNPE de Flamanville - Plan qualité logiciel relatif aux modifications de la plate-forme de contrôle-commande SPPA-T2000
- [C38] Lettre ASN DEP-DCN-0376-2007 – 8 octobre 2007  
Utilisation de la Méthode Statistique Généralisée pour les études de conception thermomécanique
- [C39] Lettre ASN DEP-DCN-432-2007 – 27 novembre 2007  
Organisation d'EDF/CNEN relative à la phase de réalisation du réacteur EPR dénommé Flamanville 3
- [C40] Lettre ASN DEP-DCN-0569-2007 – 17 décembre 2007  
Recevabilité du dossier de faisabilité de la première gestion combustible de l'EPR
- [C41] Lettre ASN LG/AR DEP-DEP-0024-2008 – 16 janvier 2008  
Lettre de suite réunion VCI EPR du 26 septembre 2007
- [C42] Lettre ASN PM/MFG-DEP-DEP-0036-2008 – 1 février 2008  
EPR : examen des choix de conception des générateurs de vapeur
- [C43] Lettre ASN DEP-DCN-0028-2008 – 8 février 2008  
Instruction de la conception détaillée du contrôle-commande
- [C44] Lettre ASN DEP-DCN-0089-2008 – 19 février 2008  
CNPE de Flamanville - Mise à jour des prescriptions relatives aux prélèvements d'eau et aux rejets d'effluents de Flamanville 1 à 3 - Suites données aux réserves énoncées par la commission d'enquête publique

- [C45] Lettre ASN DEP-DCN-0104-2008 – 21 février 2008  
Programme pluriannuel d'instruction pour les sujets des réacteurs de puissance d'EDF
- [C46] Lettre ASN DEP-DCN-0058-2008 – 26 février 2008  
Instruction anticipée - Thématique des composants mécaniques hors ESPN - Chute des grappes
- [C47] Lettre ASN LG/AR DEP-DEP-0110-2008 – 4 mars 2008  
Instruction de la version préliminaire du programme de la visite complète initiale de l'EPR
- [C48] Lettre ASN DEP-DCN-0142-2008 – 12 mars 2008  
Raccordement des eaux usées du chantier EPR à la station d'épuration sud du CNPE de Flamanville
- [C49] Lettre ASN DEP-DCN-0157-2008 – 24 avril 2008  
Dimensionnement du bâtiment des auxiliaires nucléaires et de la salle des machines
- [C50] Lettre ASN DEP-DCN-0242-2008 – 23 mai 2008  
Prescriptions relatives aux éléments issus de l'instruction réalisée en amont du décret d'autorisation de création et au contrôle de la construction
- [C51] Lettre ASN DEP-DCN-0063-2008 – 12 juin 2008  
Instruction du thème génie civil. Réalisation du premier béton
- [C52] Lettre ASN DEP-DCN-0236-2008 – 8 juillet 2008  
Règles générales d'exploitation - Chapitre VI - Doctrine et principes - Conduite en cas d'incident ou d'accident
- [C53] Lettre ASN DEP-DCN-0246-2008 – 8 juillet 2008  
Règles générales d'exploitation - Chapitre VI - Doctrine et principes - Conduite en cas d'incident ou d'accident
- [C54] Lettre ASN DEP-DCN-0322-2008 – 15 juillet 2008  
Organisation des études de génie civil et de leur surveillance
- [C55] Lettre ASN DEP-DCN-0195-2008 – 17 juillet 2008  
Zonage déchets
- [C56] Lettre ASN DEP-DCN-0349-2008 – 23 juillet 2008  
Paragraphe 1.5.2 et 1.6 de l'ETC-C
- [C57] Lettre ASN DEP-DCN-0332-2008 – 5 août 2008  
Valorisation du retour d'expérience du projet EPR Olkiluoto (Finlande)
- [C58] Lettre ASN DEP-DCN-0409-2008 – 7 août 2008  
Définition et gestion des activités concernées par la qualité au sein du projet EPR - Flamanville 3
- [C59] Lettre ASN DEP-DCN-0327-2008 – 8 août 2008  
Dimensionnement du bâtiment combustible et du bâtiment des auxiliaires de sauvegarde

- [C60] Lettre ASN PM/MFG DEP-DEP-0504-2008 – 19 septembre 2008  
EPR : Equipements sous pression nucléaires de niveaux N2 et N3
- [C61] Lettre ASN DEP-DCN-032-2008 – 9 octobre 2008  
Notification de la décision arrêtant les prescriptions relatives au site électronucléaire de Flamanville (Manche) pour la conception et la construction du réacteur « Flamanville 3 » (INB n°167) et pour l'exploitation des réacteurs « Flamanville 1 » (INB n°108) et « Flamanville 2 » (INB n°109)
- [C62] Lettre ASN DEP-DEP-0758-2008 – 16 décembre 2008  
Conception des équipements sous pression nucléaires de niveau N1
- [C63] Lettre ASN DEP-DCN-0008-2009 – 9 janvier 2009  
Programme de qualification des armoires TXS
- [C64] Lettre ASN DEP-DEP-0093-2009 – 13 février 2009  
Programme de la visite complète initiale de l'EPR - Qualification des procédés d'examens non destructifs
- [C65] Lettre ASN DEP-DCN-0021-2009 – 15 février 2009  
Architecture générale du contrôle-commande et des plates-formes associées
- [C66] Lettre ASN DEP-DEU-0097-2009 – 17 février 2009  
Recommandations pour l'expérimentation d'une procédure de mise à disposition du public des études d'impact
- [C67] Lettre ASN DEP- DCN-01262-009 – 19 mars 2009  
Principes généraux de l'organisation de la conduite
- [C68] Lettre ASN DEP-DCN-0239-2009 – 8 avril 2009  
Etudes d'accident
- [C69] Lettre ASN DEP-DCN-0125-2009 – 14 avril 2009  
Structures internes du bâtiment réacteur, piscine IRWST et récupérateur de corium
- [C70] Lettre ASN DEP-DCN-0394-2009 – 17 juin 2009  
Respect de la prescription INB167-1 de la décision n°2008-DC-0114 de l'ASN
- [C71] Lettre ASN DEP-DEP-0361-2009 – 26 juin 2009  
VCI de l'EPR - démonstration de performance des applications END faisant l'objet d'une qualification conventionnelle
- [C72] Lettre ASN DEP-DCN-0231-2009 – 29 juin 2009  
Règles générales d'exploitation - Chapitre VI - Doctrine et principes - Conduite en cas d'incident ou d'accident
- [C73] Lettre ASN DEP-DCN-0436-2009 – 9 juillet 2009  
Application de l'arrêté du 10/08/1984 au sein du projet de construction (études Génie Civil et activités de réalisation) de l'INB n°167 FLAMANVILLE 3

- [C74] Lettre ASN DEP-DCN-0466-2009 – 10 juillet 2009  
Examen des moyens organisationnels, humains et technique pour la conduite du réacteur EPR -  
Compte rendu de la réunion de cadrage du 10 mars 2009
- [C75] Lettre ASN DEP-DCN-0327-2009 – 15 juillet 2009  
Règles générales d'exploitation - Chapitre VI - Doctrine et principes - Conduite en cas d'incident ou  
d'accident
- [C76] Lettre ASN DEP-DCN-0480-2009 – 17 juillet 2009  
Prise en compte des facteurs humains dans les activités en local
- [C77] Lettre ASN DEP-DCN-0472-2009 – 22 juillet 2009  
Programme d'évaluation FH des moyens de conduite de l'EPR
- [C78] Lettre ASN DEP-DCN-0593-2009 – 27 août 2009  
Respect de la prescription INB167-48 de la décision n°2008-DC-114 de l'ASN
- [C79] Lettre ASN DEP-DCN-0550-2009 – 29 août 2009  
Instruction de la conception détaillée - Dispositif d'étanchéité à l'arrêt des groupes motopompes  
primaires - DEA
- [C80] Lettre ASN DEP-DCN-0638-2009 – 17 septembre 2009  
Instruction anticipée en vue de la mise en service. Instruction relative à la radioprotection
- [C81] Lettre ASN DEP-DCN-0539-2009 – 30 septembre 2009  
Liner de l'enceinte de confinement
- [C82] Lettre ASN DEP-DCN-0594-2009 – 1 octobre 2009  
Examen des moyens organisationnels, humains et techniques pour la conduite du réacteur EPR
- [C83] Lettre ASN DEP-DEP-0603-2009 – 13 octobre 2009  
Evaluation des activités volumiques pour le classement des ESPN
- [C84] Lettre ASN DEP-DCN-0568-2009 – 15 octobre 2009  
Architecture générale du contrôle-commande et des plateformes associées
- [C85] Lettre ASN DEP-DCN-0584-2009 – 12 novembre 2009  
Contrôle de la construction - Conception détaillée - Alimentations électriques
- [C86] Lettre ASN DEP-DCN-0438-2009 – 20 novembre 2009  
Flamanville Rapport préliminaire de sûreté - Chapitre 3.2 - Classement de sûreté des ouvrages,  
matériels et systèmes
- [C87] Lettre ASN DEP-DCN-0505-2009 – 23 novembre 2009  
Instruction de la conception détaillée. Superstructures de la station de pompage
- [C88] Lettre ASN DEP-DCN-0734-2009 – 23 novembre 2009  
Conception du BTE et installation du BAN consacrées au traitement des déchets

- [C89] Lettre ASN DEP-DCN-0768-2009 – 4 décembre 2009  
Méthodologie d'évaluation probabiliste du risque sismique et d'explosion
- [C90] Lettre ASN DEP-DEP-0743-2009 – 7 décembre 2009  
VCI de l'EPR - Qualification des procédés END
- [C91] Lettre ASN DEP-DCN-0788-2009 – 21 décembre 2009  
Revue de conformité de l'application de l'ETC-C
- [C92] Lettre ASN DEP-DCN-0726-2009 – 29 décembre 2009  
Réacteurs électronucléaires EDF — Tous paliers en exploitation et réacteur EPR — Règles  
Générales d'Exploitation — chapitre VI — Projet Conduite incidentelle et accidentelle (CIA) —  
Informations utilisées en conduite incidentelle et accidentelle (ICIA)
- [C93] Lettre ASN CODEP-DEP-2010-001547 – 7 janvier 2010  
Surveillance de la fabrication d'équipements sous pression nucléaires. Composants supplémentaires  
destinés au réacteur EPR FA3
- [C94] Lettre ASN CODEP-DEP-2010-002161 – 14 janvier 2010  
Exigences pour les situations hautement improbables concernant l'EPR de Flamanville 3
- [C95] Lettre ASN CODEP-DCN-2010-003676 – 27 janvier 2010  
Qualification des matériels aux conditions normales et accidentelles
- [C96] Lettre ASN CODEP-DCN-2010-006569 – 3 février 2010  
Dimensionnement du puits de cuve soumis aux contraintes thermiques de l'accident grave
- [C97] Lettre ASN CODEP-DCN-2010-011618 – 4 mars 2010  
Instruction des règles générales d'exploitation - Règles de conduite incidentelle
- [C98] Lettre ASN CODEP-DCN-2010-006079 – 4 mars 2010  
Qualification des matériels aux conditions d'accidents grave
- [C99] Lettre ASN CODEP-DCN-2010-009050 – 9 mars 2010  
Contrôle et essais périodiques prévus par les règles générales d'exploitation
- [C100] Lettre ASN CODEP-DCN-2010-013982 – 15 mars 2010  
Entreposage des assemblages combustible dans la piscine du bâtiment combustible
- [C101] Lettre ASN CODEP-DCN-2010-13758 – 1 avril 2010  
Identification des activités concernées par la sûreté
- [C102] Lettre ASN CODEP-DCN-2010-006316 – 23 avril 2010  
Instruction de la méthode MTC 3D d'étude des transitoires de rupture de tuyauterie vapeur
- [C103] Lettre ASN CODEP-DCN-2010-022765 – 29 avril 2010  
Respect des niveaux de référence WENRA

- [C104] Lettre ASN CODEP-DCN-2010-022614 – 5 mai 2010  
Préparation du GPR 'examen des moyens organisationnels, humains et techniques pour la conduite du réacteur EPR'. Scénarios ayant fait l'objet d'essais sur simulateur, dont scénarios 'pertes totales de source'
- [C105] Lettre ASN CODEP-DCN-2010-024615 – 7 mai 2010  
Règles générales d'exploitation - Identification des paramètres chimiques et radiochimiques relevant des règles générales d'exploitation RGE)
- [C106] Lettre ASN CODEP-DCN-2010-024202 – 21 mai 2010  
Mise en œuvre de l'ETC-C indice D
- [C107] Lettre ASN CODEP-DCN-2010-025073 – 8 juin 2010  
Méthodologie d'élaboration des spécifications techniques d'exploitation hors spécifications chimiques et radiochimiques
- [C108] Lettre ASN CODEP-DCN-2010-034086 – 8 juillet 2010  
Instruction anticipée des éléments du dossier de demande de mise en service RGE, Chapitre CIA - Processus de validation des règles de conduite
- [C109] Lettre ASN CODEP-DCN-2010-037339 – 8 juillet 2010  
Demande de définition des études RRC-A et règles d'études associées
- [C110] Lettre ASN CODEP-DCN-2010-036901 – 9 juillet 2010  
Démonstration du sûreté associée à la plateforme de contrôle-commande SPPA T2000
- [C111] Lettre ASN CODEP-DCN-2010-031161 – 13 juillet 2010  
Système de convection
- [C112] Lettre ASN CODEP-DCN-2010-040096 – 20 juillet 2010  
Agressions - Référentiel de sûreté relatif à la protection contre la foudre
- [C113] Lettre ASN CODEP-DEU-2010-034721 – 27 juillet 2010  
Réunion EDF/DPN et ASN/DEU du 22 avril 2010
- [C114] Lettre ASN CODEP-DCN-2010-012884 – 29 juillet 2010  
Agression - Référentiel RTHE (rupture de tuyauterie haute énergie)
- [C115] Lettre ASN CODEP-DEP-2010-043913 – 5 août 2010  
Classement en niveaux des ESPN des réacteurs à eau sous pression - Lettre de suites à la réunion du Groupe Permanent ESPN du 9 juin 2010
- [C116] Lettre ASN CODEP-DEP-2010-044606 – 12 août 2010  
VCI de l'EPR - Lettre de suites à la réunion du 19 janvier 2010
- [C117] Lettre ASN CODEP-DEP-2010-042049 – 6 septembre 2010  
Pressuriseur. Dossier des situations et charges.

- [C118] Lettre ASN CODEP-DCN-2010-041042 – 15 septembre 2010  
Structures internes du bâtiment réacteur : conception détaillée des casemates, de la jupe et du puits de cuve.
- [C119] Lettre ASN CODEP-DCN-2010-049262 – 27 septembre 2010  
Instruction des règles générales d'exploitation - Essais périodiques.
- [C120] Lettre ASN CODEP-DCN-2010-052671 – 27 septembre 2010  
Notification des décisions de l'ASN relatives aux prélèvements et consommation d'eau et aux rejets des effluents liquides et gazeux.
- [C121] Lettre ASN CODEP-DCN-2010-059058 – 9 décembre 2010  
Réacteur électronucléaire - Projet EPR Flamanville 3 - Instruction de la méthode statistique généralisée.
- [C122] Lettre ASN CODEP-DCN-2010-049305 – 24 Janvier 2011  
Réacteur électronucléaire - Projet EPR Flamanville 3 - Instruction de la méthode statistique généralisée.
- [C123] Lettre ASN CODEP-DCN-2010-064949 – 25 Janvier 2011  
Instruction anticipée en vue de la mise en service du réacteur de Flamanville 3 - Instruction du rapport de sûreté : Etudes probabilistes de sûreté de niveau 1.
- [C124] Lettre ASN CODEP-DCN-2011-010528 – 4 Mars 2011  
Instruction anticipée du réacteur EPR Flamanville 3 - EDF Analyse du référentiel des exigences de sûreté de protection contre le risque d'explosion interne pour l'EPR.
- [C125] Lettre ASN CODEP-DCN-2011-010882 – 22 Avril 2011  
Instruction de la demande d'autorisation de mise en service de Flamanville 3. Sujets de préoccupation de l'ASN.
- [C126] Lettre ASN CODEP-DCN-2011-028616 – 10 Juin 2011  
Instruction anticipée en vue de la mise en service. Instruction des règles générales d'exploitation - règles de CIA Doctrine et principes.
- [C127] Lettre ASN CODEP-DCN-2011-037547 – 1 Juillet 2011  
Valorisation du retour d'expérience international pour la construction et la mise en service.
- [C128] Lettre ASN CODEP-DEP-2011-037575 – 5 Juillet 2011  
EPR Flamanville 3 - Dimensionnement des systèmes de sauvegarde.
- [C129] Lettre ASN CODEP-DCN-2011-035213 – 7 Juillet 2011  
Réacteurs électronucléaires - Instruction de la méthode MTC3D d'étude des transitoires de rupture de tuyauterie vapeur - Compléments.
- [C130] Lettre ASN CODEP-DCN-2011-031224 – 11 Juillet 2011  
Réacteurs électronucléaires - Chaîne de calcul neutronique SCIENCE - Applicabilité de la qualification au parc en exploitation et à l'EPR.

- [C131] Lettre ASN CODEP-DCN-2011-036411 – 13 Juillet 2011  
VCI de l'EPR - Lettre de suites à la réunion du 07/06/2011.
- [C132] Lettre ASN CODEP-DCN-2011-024973 – 19 Juillet 2011  
Examen préliminaire des premiers éléments constitutifs du futur dossier de demande d'autorisation de mise en service.
- [C133] Lettre ASN CODEP-DCN-2011-031367 – 27 Juillet 2011  
Modalités d'épreuve hydraulique de requalification des GMPP de l'EPR.
- [C134] Lettre ASN CODEP-DCN-2011-029192 – 1 Août 2011  
Référentiel des exigences de sûreté de protection contre le risque d'incendie interne pour l'EPR (ETC-F indice G) et méthode EPRESSI.
- [C135] Lettre ASN CODEP-DCN-2011-042098 – 15 Septembre 2011  
Réacteurs électronucléaires — EDF Dispositions relatives au confinement des eaux d'extinction d'incendie.
- [C136] Lettre ASN CODEP-DEP-2011-054076 – 26 Septembre 2011  
EPR FA3 - Ensembles ESPN et tuyauteries.
- [C137] Lettre ASN CODEP-DEP-2011-0466651 – 27 Septembre 2011  
EPR FA3 - Ensembles ESPN et tuyauteries.
- [C138] Lettre ASN CODEP-DEP-2011-053377 – 30 Septembre 2011  
EPR FA3 — Ensemble chaudière — Etat de surfaces de tuyauteries - Suites de la réunion du 01/09/2011.
- [C139] Lettre ASN CODEP-DCN-2011-058778 – 26 Octobre 2011  
Programme MDEP - Comparaison des études probabilistes de sûreté.
- [C140] Lettre ASN CODEP-DCN-2011-052544 – 4 Avril 2012  
Architecture du contrôle-commande et plates-formes associées.
- [C141] Lettre ASN CODEP-DCN-2012-011265 – 13 Avril 2012  
Instruction anticipée en vue de la mise en service. Instruction des Règles Générales d'Exploitation - Règles de CIA (lot n°7) Règles de conduite accidentelle - états fermés du circuit primaire - indice A.
- [C142] Lettre ASN CODEP-DCN-2012-028482 – 18 Juin 2012.  
Réacteurs nucléaires à eau sous pression — EDF — Utilisation d'une nouvelle méthode 3D pour réaliser les études des transitoires de retrait incontrôlé de groupes de grappes de contrôle à puissance nulle.
- [C143] Lettre ASN CODEP-DCN-2012-020754 – 26 Juin 2012.  
Evaluations complémentaires de sûreté post-Fukushima réalisées en 2011 par EDF.

- [C144] Lettre ASN CODEP-DCN-2012-026566 – 9 Juillet 2012  
Réacteurs électronucléaires - Réacteur EPR Flamanville 3 - Corrélations de flux critique pour l'évaluation du rapport de flux thermique dans les études de conception thermohydraulique EPR.
- [C145] Lettre ASN CODEP-DEP-2012-034141 – 5 Octobre 2012.  
Lettre de suite à la réunion relative à la visite complète initiale de l'EPR de Flamanville 3.
- [C146] Lettre ASN CODEP-DCN-2012-040329 – 20 Novembre 2012.  
Projet EPR - Flamanville 3 - Examen de conception détaillée.  
Radioprotection - Dimensionnement et études d'optimisation.
- [C147] Lettre ASN CODEP-DCN-2012-023700 – 10 Décembre 2012.  
Réacteurs nucléaires à eau sous pression - EDF - Tous paliers et EPR.  
Utilisation d'une nouvelle méthode 3D pour réaliser les études des accidents de perte de débit primaire.
- [C148] Lettre ASN CODEP-DCN-2012-062485 – 12 Décembre 2012.  
Réacteurs électronucléaires – EDF - Projet EPR - Flamanville 3 - Instruction anticipée.  
Principes de conduite en accident grave - Operating strategies for severe accident (OSSAs)
- [C149] Lettre ASN CODEP-DRI -2012-065323 – 14 Décembre 2012.  
Programme des missions OSART.
- [C150] Lettre ASN CODEP-MEA-2012-066279 – 21 Décembre 2012.  
Avis et Recommandations du Groupe Permanent « Réacteurs » des 13 et 20/12/2012.  
Mise en place d'un noyau dur post-Fukushima sur les réacteurs à eau sous pression d'EDF en construction ou en exploitation.
- [C151] Lettre ASN CODEP-DCN-2012-058893 – 7 Janvier 2013.  
Projet EPR — Flamanville 3 — Contrôle de la construction.  
Définition des termes source utilisés et méthodologie d'évaluation des termes source.
- [C152] Lettre ASN CODEP-DCN-2013-001921 – 14 Janvier 2013.  
Réacteurs électronucléaires – EDF.  
Projet EPR - Flamanville 3 - Examen de conception détaillée.  
Radioprotection - Etudes d'optimisation.
- [C153] Lettre ASN CODEP-DCN-2013-014413 – 12 Mars 2013.  
Réacteur EPR.  
Modifications identifiées au Royaume-Uni dans le cadre du GDA Applicabilité au réacteur de Flamanville 3.
- [C154] Lettre ASN CODEP-DCN-2013-004997 – 12 Mars 2013.  
Réacteurs électronucléaires - EDF.  
Flamanville 3 — INB 167, Réacteur EPR.  
Doctrine de conception des essais physiques.

- [C155] Lettre ASN CODEP-DCN-2013-064771 – 12 Décembre 2013.  
Réacteurs électronucléaires - EDF.  
EPR- Flamanville 3  
Dimensionnement des structures internes du bâtiment combustible et de la paroi de l'enceinte interne du bâtiment réacteur.
- [C156] Lettre ASN CODEP-DEP-2013-064086 – 16 Décembre 2013.  
Planification des examens réalisés lors de la visite complète initiale de l'EPR.
- [C157] Lettre ASN CODEP-DEP-2013-047341 – 17 Décembre 2013.  
Contrôle de la fabrication des équipements sous pression nucléaires.  
Inspection INSSN-DEP-2013-0892 du 07 Août 2013 relative à la mise en oeuvre des opérations de fabrication et de contrôle d'ESPN.
- [C158] Lettre ASN CODEP-DCN-2014-001879 – 15 Janvier 2014.  
Réacteurs électronucléaires - EDF.  
Réacteur EPR de Flamanville 3.  
Diversification des groupes électrogènes principaux et d'ultimes secours.
- [C159] Lettre ASN CODEP-DCN-2014-000533 – 27 Janvier 2014.  
Réacteurs électronucléaires - Projet EPR - Flamanville 3.  
Instruction de la méthode statistique généralisée.
- [C160] Lettre ASN CODEP-DCN-2014-011999 – 12 Mars 2014.  
Programme d'instruction sur le cœur et le combustible.
- [C161] Lettre ASN CODEP-DCN-2014-009139 – 19 Mars 2014.  
Compte rendu de la réunion du 29/01/2014 relative au cadrage du GP relatif à la sûreté de l'entreposage et de la manutention du combustible de l'EPR de Flamanville 3.
- [C162] Lettre ASN CODEP-DCN-2014-013357 – 24 Mars 2014.  
Réacteurs électronucléaires - Flamanville 3 - EPR - GPR - Examen des moyens organisationnels - humains et techniques pour la conduite du réacteur EPR - Compte-rendu de la seconde réunion de cadrage du 12 décembre 2013.
- [C163] Lettre ASN CODEP-DCN-2014-012946 – 10 Avril 2014  
Future instruction de la demande d'autorisation de mise en service.
- [C164] Lettre ASN CODEP-DCN-2014-012279 – 24 Avril 2014  
Contenu des règles générales d'exploitation (RGE).
- [C165] Lettre ASN CODEP-DCN-2014-0019964 – 13 Mai 2014  
Réacteur EPR de Flamanville 3 – Conception et dimensionnement de la distribution électrique.
- [C166] Lettre ASN CODEP-DCN-2014-019964 – 14 Mai 2014  
Conception et dimensionnement de la distribution électrique.

- [C167] Lettre ASN CODEP-DCN-2014-000897 – 28 Mai 2014  
Réacteurs électronucléaires - EDF Palier EPR - Flamanville 3 - Nouvelle démarche RRC-A.
- [C168] Lettre ASN CODEP-DCN-2014-021146 – 12 Juin 2014  
Flamanville 3 - Réacteur EPR - Internes de cuve.
- [C169] Lettre ASN CODEP-DCN-2014-010799 – 15 Juillet 2014  
Études probabilistes de sûreté de niveau 2 (EPS 2).
- [C170] Lettre ASN CODEP-DCN-2014-002353 – 23 Juillet 2014  
Études probabilistes de sûreté de niveau 1 (EPS 1).
- [C171] Lettre ASN CODEP-DCN-2014-035201 – 6 Août 2014  
Réacteur Flamanville 3 (INB n0167), de type EPR - EPS de niveau 1 - Étude probabiliste long terme des situations de « vents extrêmes.
- [C172] Lettre ASN CODEP-DCN-2014-022375 – 8 Août 2014  
Réacteur électronucléaire – EDF – Projet EPR – Flamanville 3 – Utilisation de la version 2.5 du logiciel  pour l'étude des transitoires APRP BI/PB, RTGV et RTE.
- [C173] Lettre ASN CODEP-DCN-2014-037894 – 11 Septembre 2014  
Réacteur EPR de Flamanville 3 – Conception des groupes électrogènes de secours (diesels principaux).
- [C174] Lettre ASN CODEP-DCN-2014-038427 – 12 Septembre 2014  
Flamanville 3, réacteur de type EPR (INB 167) - Conception du système DVD.
- [C175] Lettre ASN CODEP-DCN-2014-031441 – 25 Septembre 2014  
Réacteurs électronucléaires - EDF - Projet EPR - Flamanville 3 - Chaîne de calcul neutronique  - Applicabilité de la qualification aux études EPR.
- [C176] Lettre ASN CODEP-DCN-2014-045577 – 24 Octobre 2014  
Réacteur Flamanville 3 (réacteur de type EPR) – Démarche de classement de sûreté.
- [C177] Lettre ASN CODEP-DCN-2014-037896 – 28 Octobre 2014  
Réacteur EPR de Flamanville 3 – Conception des groupes électrogènes d'ultime secours (diesels SBO).
- [C178] Lettre ASN CODEP-DCN-2014-039344 – 10 Novembre 2014  
Réacteur Flamanville 3 (INB n°167), de type EPR - Confinement.
- [C179] Lettre ASN CODEP-DCN-2014-057234 – 18 Décembre 2014  
Flamanville 3 (réacteur de type EPR) – Règles d'études d'accident hors piscine de désactivation.
- [C180] Lettre ASN CODEP-DCN-2014-057953 – 23 Décembre 2014  
Réacteur Flamanville 3 (réacteur de type EPR) – Conception détaillée du système de borication de sécurité (RBS).

- [C181] Lettre ASN CODEP-DCN-2015-002998 – 9 Février 2015  
Projet EPR - Flamanville 3 - Dilution hétérogène inhérente lors d'une petite brèche ou d'une brèche intermédiaire sur le circuit primaire.
- [C182] Lettre ASN CODEP-DCN-2015-003739 – 19 Février 2015  
VD3 1300 et réacteur EPR de Flamanville 3 - Méthode de calcul des doses intégrées par les équipements lors d'un accident avec ou sans fusion du cœur.
- [C183] Lettre ASN CODEP-DCN-2015-000843 – 23 Février 2015  
Réacteur n°3 de Flamanville de type EPR – Règles d'études déterministes des transitoires de type PCC de perte de refroidissement et de vidange des piscines du bâtiment combustible (BK).
- [C184] Lettre ASN CODEP-DCN-2015-005643 – 21 Avril 2015  
Conception détaillée du système d'évacuation ultime de la puissance résiduelle (système EVU).
- [C185] Lettre ASN CODEP-DCN-2015-021518 – 8 Juin 2015  
Compte-rendu de la réunion de cadrage du 14/04/2015 relative à la réunion du GPR sur le thème « Etudes EPR ».
- [C186] Lettre ASN CODEP-DCN-2015-010163 – 12 Juin 2015  
Complétude et suffisance du dossier de demande d'autorisation de mise en service.
- [C187] Lettre ASN CODEP-DCN-2015-020570 – 12 Juin 2015  
Réacteurs électronucléaires - EDF - Conséquences d'un accident d'insertion de réactivité en présence de crayons inétanches.
- [C188] Lettre ASN CODEP-DCN-2015-024331 – 23 Juin 2015  
Réacteur EPR Flamanville 3 - EDF - Groupe permanent d'experts réacteur 'études de sûreté EPR' – Livrables.
- [C189] Lettre ASN CODEP-DCN-2015-016904 – 10 Juillet 2015  
Réacteurs électronucléaires - Réacteur EPR Flamanville 3 - Corrélation de flux critique pour l'évaluation du rapport de flux thermique critique dans les études de l'EPR.
- [C190] Lettre ASN CODEP-DCN-2015-016913 – 13 Juillet 2015  
Complétude et suffisance du dossier de demande d'autorisation de mise en service partielle.
- [C191] Lettre ASN CODEP-DCN-2015-015367 – 31 Juillet 2015  
Évaluation des pressions et des températures dans l'enceinte de confinement d'un réacteur de type EPR en cas d'accident.
- [C192] Lettre ASN CODEP-DEP-2015-027030 – 22 Septembre 2015  
Visite Complète Initiale de l'EPR.
- [C193] Lettre ASN CODEP-CAE-2016-007496 – 24 Février 2016  
Corrosion des échangeurs neufs - Synthèse des éléments disponibles et prise en compte du retour d'expérience.

- [C194] Lettre ASN CODEP-DCN-2016-007946 – 24 Février 2016  
Groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires Projet EPR - Flamanville 3 - Examen des moyens organisationnels, humains et techniques pour la conduite du réacteur EPR.
- [C195] Lettre ASN CODEP-DEP-2015-036620 – 26 Février 2016  
Visite Complète Initiale des équipements ou ensembles neufs au préalable de la délivrance de la déclaration de conformité.
- [C196] Lettre ASN CODEP-DCN-2016-013158 – 31 mars 2016  
Elaboration de la documentation relative aux essais de démarrage - Définition des essais démarrage.
- [C197] Lettre ASN CODEP-DCN-2016-010256 – 4 Avril 2016  
EPR FA3 - Conception détaillée du système d'injection de sécurité et de refroidissement à l'arrêt (RIS-RA).
- [C198] Lettre ASN CODEP-DEP-2016-000282 – 21 Avril 2016  
Réacteurs électronucléaires – EDF – EPR Flamanville 3 (FLA3) – Maîtrise de la réactivité.
- [C199] Lettre ASN CODEP-DEP-2016-002718 – 25 Avril 2016  
Impact des écarts de fabrication sur les performances des END qualifiés pour l'EPR de FLAMANVILLE 3.
- [C200] Lettre ASN CODEP-DCN-2016-012568 – 13 Mai 2016  
Réacteur de Flamanville 3 de type EPR - Conception détaillée du système d'alimentation de secours des générateurs de vapeurs (ASG).
- [C201] Lettre ASN CODEP-DEP-2014-021611 – 4 Juin 2014  
Visite complète initiale de l'EPR de Flamanville 3.
- [C202] Lettre ASN CODEP-DCN-2016-021847 – 13 Juillet 2016  
Réacteurs électronucléaires — EDF — Réacteur EPR de Flamanville 3 - Accidents graves et études probabilistes de niveau 2.
- [C203] Lettre ASN CODEP-DCN-2016-025904 – 20 Juillet 2016  
EPR FA3 - Instruction de la demande d'autorisation de mise en service - Système de protection F1A.
- [C204] Lettre ASN CODEP-CAE-2016-028992 – 21 Juillet 2016  
Corrosion des échangeurs neufs – Compléments.
- [C205] Lettre ASN CODEP-DCN-2016-022193 – 21 Juillet 2016  
Flamanville 3 — projet EPR — nstruction de la demande d'autorisation de mise en service — Thématique des composants mécaniques hors ESPN — Chute des grappes de commande.
- [C206] Lettre ASN CODEP-MEA-2016-030534 – 26 Juillet 2016  
Avis et recommandations du Groupe Permanent « Réacteurs » des 30 juin et 1er juillet 2016 — Etudes d'accidents du réacteur EPR Flamanville 3.

- [C207] Lettre ASN CODEP-DCN-2016-032680 – 20 Octobre 2016  
Réacteurs électronucléaires — EDF — EPR Flamanville 3 (FLA3) — Méthode d'étude de la phase moyen terme de l'accident d'éjection de grappe.
- [C208] Lettre ASN CODEP-DCN-2016-024824 – 20 Octobre 2016  
Réacteurs électronucléaires — EDF — Méthode tridimensionnelle d'étude de l'accident de retrait incontrôlé de groupes à puissance nulle (RIGZ) — Etude RIGZ du dossier de demande de mise en service de l'EPR de Flamanville 3.
- [C209] Lettre ASN CODEP-DCN-2016-036888 – 16 Décembre 2016  
Réacteur électronucléaires – EDF- Rupture de tuyauterie vapeur - Méthode totalement couplée en 3 dimensions (MTC 3D) et démarche d'étude complémentaire.
- [C210] Lettre ASN CODEP-DCN-2017-001471 – 2 Février 2017  
Réacteurs électronucléaires - EDF - Instruction des demandes de mise en service partielle et de mise en service de Flamanville 3 : radioprotection des travailleurs.
- [C211] Lettre ASN CODEP-DCN-2017-003188 – 8 Février 2017  
Flamanville 3 - Réacteur de type EPR INB 167 - Evaluation de l'élaboration de notes de synthèse de qualification et de programmes particuliers de qualification pour un premier lot d'équipements électriques.
- [C212] Lettre ASN CODEP-DCN-2017-005551 - 23 Février 2017  
Flamanville 3, réacteur de type EPR (INB 167) - Elaboration de la documentation relative aux essais de démarrage - Définition des essais de démarrage du système RBS.
- [C213] Lettre ASN CODEP-DCN-2017-001875 – 8 Mars 2017  
Flamanville 3, réacteur de type EPR (INB 167) - Eventuelle valorisation pour Flamanville 3 des essais de comportement vibratoire des internes de cuve réalisés sur le réacteur EPR de Taishan 1.
- [C214] Lettre ASN CODEP-DCN-2017-000364 – 18 Mai 2017  
Réacteurs électronucléaires -EDF- EPR Flamanville 3 (FLA3) - Examen des études d'accidents du réacteur.
- [C215] Lettre ASN CODEP-DEU-2017-007342 – 26 Mai 2017  
Instruction du dossier de demande d'autorisation de mise en service de Flamanville 3 ; Plan d'urgence interne du site de Flamanville après la mise en service de Flamanville 3.
- [C216] Lettre CODEP-DCN-2017-018889 – 9 Juin 2017  
Flamanville 3, réacteur de type EPR (INB 167) - Evaluation de la méthodologie de qualification des équipements aux conditions accidentelles - hors AG.
- [C217] Lettre CODEP-DCN-2017-012471 – 26 Juin 2017  
Réacteurs électronucléaires - EDF - Chapitre XI des RGE de FLA 3 - Demande de compléments dans le cadre de l'instruction de la demande d'autorisation de mise en service.

- [C218] Lettre CODEP-DCN-2017-014613 – 26 Juin 2017  
Réacteurs électronucléaires - EDF - Réacteur EPR de Flamanville 3 - Demande de compléments dans le cadre de l'instruction de la demande d'autorisation de mise en service - Maîtrise des risques conventionnels.
- [C219] Lettre CODEP-DCN-2017-027076 – 10 Juillet 2017  
Réacteur EPR de Flamanville 3 - Réception d'une version mise à jour du dossier de demande d'autorisation de mise en service partielle.
- [C220] Lettre CODEP-DEP-2017-027185 – 13 Juillet 2017  
Consultation sur le projet d'avis relatif à l'anomalie de la cuve du réacteur EPR de Flamanville.
- [C221] Lettre CODEP-DCN-2017-001251 – 18 Juillet 2017  
Réacteurs électronucléaires - EDF - Réacteur EPR de Flamanville 3 - Sûreté de l'entreposage et de la manutention du combustible dans le bâtiment combustible.
- [C222] Lettre CODEP-DCN-2017-037908 – 30 Octobre 2017  
Flamanville 3, réacteur de type EPR (INB 167) - Elaboration de la documentation relative aux essais de démarrage - Définition des essais de démarrage du système DVD.
- [C223] Lettre CODEP-DCN-2018-000282 – 26 Janvier 2018  
DMESp - Recevabilité et d'instruction de la demande d'autorisation de mise en service partielle.
- [C224] Lettre CODEP-DCN-2018-000199 – 2 Février 2018  
Réacteurs électronucléaires - EDF - Réacteur EPR de Flamanville 3 Exclusion de rupture - Tuyauteries VVIP.
- [C225] Lettre CODEP-DCN-2018-003903 – 22 Février 2018  
Elaboration de notes de synthèse de qualification et de programmes particuliers de qualification pour un second lot d'équipements électriques ; Qualification fonctionnelle renforcée des composants électriques programmes réalisant des fonctions de sûreté classées.
- [C226] Lettre CODEP-CAE-2018-012511 – 8 Mars 2018  
EPR Flamanville -INB n° 167 - Demande de compléments relative à la demande d'autorisation de réaliser l'épreuve de réception initiale de l'enceinte de confinement du réacteur Flamanville 3.
- [C227] Lettre CODEP-DCN-2018-004808 – 12 Mars 2018  
Recevabilité et instruction de la demande d'autorisation de mise en service partielle pour les essais vapeur réalisés dans le cadre des essais à chaud.
- [C228] Lettre CODEP-DCN-2018-013756 – 15 Mars 2018  
Instruction de la demande d'autorisation de mise en service partielle de Flamanville 3 pour l'arrivée du combustible nucléaire - Plan d'urgence interne.
- [C229] Lettre CODEP-DCN-2018-016634 – 5 Avril 2018  
Instruction de la demande d'autorisation de mise en service partielle de Flamanville 3 pour l'arrivée du combustible nucléaire - Suivi des réponses aux courriers CODEP-DCN-2018-00282 et CODEP-DCN-2018-009398.

- [C230] Lettre CODEP-DCN-2018-010895 – 11 Avril 2018  
Programme d'instruction 2018 sur le coeur et le combustible des réacteurs d'EDF.
- [C231] Lettre CODEP-DCN-2018-004983 – 18 Avril 2018  
Flamanville 3, réacteur de type EPR (INB 167) - Élaboration de la documentation relative aux essais de démarrage ; Définition des essais de démarrage, exhaustivité et caractère suffisant.
- [C232] Lettre CODEP-DCN-2018-020169 – 27 Avril 2018  
Instruction de la demande d'autorisation de mise en service partielle de Flamanville 3.
- [C233] Lettre CODEP-DCN-2018-000929 – 25 Mai 2018  
Flamanville 3, réacteur de type EPR - Élaboration de la documentation relative aux essais de démarrage Définition des essais de démarrage du système DWK.
- [C234] Lettre CODEP-DCN-2018-003898 – 25 Mai 2018  
Flamanville 3, réacteur de type EPR - Élaboration de la documentation relative aux essais de démarrage Définition des essais de démarrage de la distribution électrique (systèmes LHj LG et pseudo-systèmes PDS, COC et BAS).
- [C235] Lettre CODEP-DCN-2018-022538 – 4 Juin 2018  
Instruction de la demande d'autorisation de mise en service partielle pour l'utilisation de vapeur tritiée dans le cadre de la préparation et de la réalisation des essais à chaud.
- [C236] Lettre CODEP-DEP-2018-032569 – 3 Juillet 2018  
Réacteur EPR de Flamanville 3 - Evaluation de conformité de l'ensemble CPP-CSP ; Prérequis relatifs au début des réparations sur les soudures hors exclusion de rupture des tuyauteries VDA et ARE des circuits secondaires principaux.
- [C237] Lettre CODEP-DCN-2018-002008 – 6 Juillet 2018  
EDF – Réacteur EPR FA3 - Règles Générales d'Exploitation.
- [C238] Lettre CODEP-DCN-2018-005487 – 6 Juillet 2018  
Flamanville 3, réacteur de type EPR (INB 167) - Élaboration de la documentation relative aux essais de démarrage - Définition des essais vibratoires sur les machines tournantes et sur les tuyauteries.
- [C239] Lettre CODEP-DCN-2018-037842 – 23 Juillet 2018  
Dossier de transposition - valorisation des essais de vibration des internes de cuve de TSN1.
- [C240] Lettre CODEP-DEP-2018-043266 – 4 Septembre 2018  
Réacteur EPR de Flamanville 3 - Soudures des tuyauteries VVP Exigences d'exclusion de rupture et défauts non détectés lors des contrôles de fin de fabrication.
- [C241] Lettre CODEP-DCN-2018-040119 – 28 Septembre 2018  
Réacteur EPR de Flamanville 3 - Notification de la décision autorisant une mise en service partielle de l'installation.

- [C242] Lettre CODEP-DEP-2018-048051 – 2 Octobre 2018  
Réacteur EPR de Flamanville 3 - Soudures des tuyauteries VVP Exigences d'exclusion de rupture et défauts non détectés lors des contrôles de fin de fabrication.
- [C243] Lettre CODEP-DCN-2018-046718 – 16 Novembre 2018  
Réacteur EPR de Flamanville 3 - Instruction de la demande d'autorisation de mise en service partielle - Batardeau de la piscine du bâtiment d'entreposage du combustible.
- [C244] Lettre CODEP-DCN-2018-037337 – 26 Novembre 2018  
Projet EPR Flamanville 3 - Méthodologie de qualification des équipements aux conditions d'accident grave.
- [C245] Lettre CODEP-DCN-2018-052213 – 27 Novembre 2018  
Réacteur EPR de Flamanville 3 - Instruction de la demande d'autorisation de mise en service partielle.
- [C246] Lettre CODEP-DCN-2018-054154 – 6 Décembre 2018  
Flamanville 3, réacteur de type EPR (INB 167) - Essais de longue durée sur site des groupes motopompes et des groupes électrogènes de secours et d'ultime secours.
- [C247] Lettre CODEP-DEP-2018-056293 – 13 Décembre 2018  
Réacteur EPR de Flamanville - Examens par ultrasons des soudures du CSP.
- [C248] Lettre CODEP-DCN-2018-035797 – 19 Décembre 2018  
Réacteurs Electronucléaires – EDF - Démarche générale de conception du noyau dur ; Prescription ECS-ND 8-II, 10 et 11 du 21 janvier 2014.
- [C249] Lettre CODEP-DEP-2018-058957 – 7 Janvier 2019  
Réacteur EPR de Flamanville 3 – Soudures des tuyauteries VVP Exigences d'exclusion de rupture et défauts non détectés lors des contrôles de fin de fabrication ; Examen de recevabilité du courrier EDF D305118007912 ind A du 3 décembre 2018.
- [C250] Lettre CODEP-DCN-2019-002881 – 16 Janvier 2019  
Réacteur électronucléaire — EDF — Réacteur EPR de Flamanville Strategies de conduite en cas d'accident grave (OSSA).
- [C251] Lettre CODEP-DCN-2019-002301 – 18 Janvier 2019  
Rapport établi en application de l'article L. 171-6 du code de l'environnement.
- [C252] Lettre CODEP-DCN-2019-007092 – 15 Février 2019  
Réacteurs électronucléaires - EDF - Réacteur EPR de Flamanville Prise en compte du retour d'expérience du démarrage du réacteur n° 1 de Taishan.
- [C253] Lettre CODEP-DCN-2019-011685 – 8 Mars 2019  
Instruction de la demande d'autorisation de mise en service partielle de Flamanville.
- [C254] Lettre CODEP-DCN-2019-001268 – 22 Mars 2019  
Examen de notes de synthèse de qualification pour un premier lot d'équipements mécaniques.

- [C255] Lettre CODEP-DCN-2019-000497 – 11 Avril 2019  
Réacteurs électronucléaires - EDF - Réacteur EPR de Flamanville 3 Démonstration de sûreté nucléaire.
- [C256] Lettre CODEP-DEP-2019-021256 – 20 Mai 2019  
Couvercle de cuve de remplacement du réacteur EPR de Flamanville — interruption de la fabrication des matériaux.
- [C257] Lettre CODEP-DCN-2019-010193 - 7 Juin 2019  
EPR FA3 - Préparation et réalisation des essais de démarrage.
- [C258] Lettre CODEP-DEP-2019-026792 – 19 Juin 2019  
FA3 - Dossiers des situations et charges des ESPN ; Examen de la cohérence avec le rapport de sûreté du dossier des situations et charges vues par le pressuriseur.
- [C259] Lettre CODEP-DCN-2019-019711 – 19 Juillet 2019  
Flamanville 3, réacteur de type EPR (INB 167) ; Essais de démarrage – Ecart survenus sur les pompes RIS et RBS.
- [C260] Lettre CODEP-DCN—2019-032705 – 19 Juillet 2019  
Flamanville 3, réacteur de type EPR – Conception des soupapes de sûreté du pressuriseur.
- [C261] Lettre CODEP-DCN-2019-023736 – 1 Octobre 2019  
Flamanville 3, réacteur de type EPR (INB 167) ; Examen de notes de synthèse de qualification pour un second lot d'équipements mécaniques (pompes).
- [C262] Lettre CODEP-DEP-2019-036955 – 16 Octobre 2019  
Réacteur EPR de Flamanville 3 — Soudures des tuyauteries VVP en exclusion de rupture - Ecart à la démarche d'exclusion de rupture.
- [C263] Lettre CODEP-DEP-2020-002362 – 6 Mars 2020  
EPR Flamanville - Couvercle de cuve - développement de contrôles en service.
- [C264] Lettre CODEP-DCN-2020-022470 – 5 Juin 2020  
Examen des réponses de l'exploitant à la lettre de suites de l'inspection INSSN-DCN-2019-0255
- [C265] Lettre CODEP-DCN-2020-023179 – 20 Juillet 2020  
Activités d'analyse des résultats obtenus lors des essais de démarrage de l'INB n° 167 (Flamanville 3) et élaboration des fiches d'analyse des relevés d'exécution d'essais (FAREE).
- [C266] Lettre CODEP-DEP-2020-039483 – 31 Juillet 2020  
Lévation des conditions préalables aux opérations de réparation de cinq soudures des tuyauteries VVP du réacteur EPR soumises au référentiel d'exclusion de rupture.
- [C267] Lettre CODEP-DCN-2020-000548 – 10 Août 2020  
Réacteurs électronucléaires - EDF - Réacteur EPR de Flamanville 3 — Instruction de la demande d'autorisation de mise en service.

- [C268] Lettre CODEP-DCN-2021-047104 – 7 Octobre 2020  
Bilan de l'instruction du programme d'essais de démarrage de l'EPR FA3
- [C269] Lettre CODEP-DCN-2020-018283 – 2 Décembre 2020  
Flamanville 3, réacteur de type EPR (INB 167) - Analyse des éléments transmis suite aux instructions relatives à la qualification aux conditions accidentelles des équipements et protection des équipements vis-à-vis des surpressions primaire et secondaire
- [C270] Lettre ASN CODEPDEP2021005272 – 26 Mars 2021  
Réacteur EPR de Flamanville – Ecart de conception de trois piquages du circuit primaire principal
- [C271] Lettre CODEP-DCN-2021-016389 – 12 Avril 2021  
Recevabilité du dossier support à l'instruction de la thématique vibration de la ligne d'expansion du pressuriseur
- [C272] Lettre CODEP-DCN-2021-008443 – 19 Avril 2021  
Flamanville 3, réacteur de type EPR (INB 167) - Analyse des éléments transmis suite à l'expertise relative à la qualification aux conditions accidentelles des équipements électriques
- [C273] Lettre CODEP-DCN-2021-017553 – 27 Mai 2021  
Aléas à retenir pour la protection des éléments importants pour la protection (EIP) à l'égard des tornades
- [C274] Lettre CODEP-DCN-2021-005844 – 7 Juin 2021  
Flamanville 3, réacteur de type EPR (INB 167) - Analyse des éléments transmis suite à l'expertise relative à la méthodologie de qualification des équipements aux conditions d'accident grave
- [C275] Lettre CODEP-DCN-2021-028877 – 26 Juillet 2021  
Réacteurs électronucléaires EPR - Impact du retour d'expérience du démarrage du premier EPR sur la modélisation du cœur et de son instrumentation ainsi que sur la validation des outils de calcul scientifiques utilisés pour la démonstration de sûreté de l'EPR Flamanville 3
- [C276] Lettre CODEP-DCN-2021-033660 – 17 Septembre 2021  
Flamanville 3, réacteur de type EPR (INB n° 167) - Analyse de la stratégie de conservation sur une longue durée des équipements

#### **4. DEMANDES SUITES AUX INSPECTIONS (RÉFÉRENCES "E")**

Les lettres de suites d'inspections qui impactent le dossier de demande de mise en service sont listées ci-dessous :

- [E1] Lettre ASN CODEP-DCN-2010-057515 — 10 Novembre 2010  
Contrôle des installations nucléaires de base. Inspection INS-2010-EDFCNE-0003 du 14/10/2010.  
Thème : Application de l'arrêté du 10 août 1984 à la gestion des exigences définies par les codes de conception et de fabrication référencés dans le rapport préliminaire de sûreté.

- [E2] Lettre ASN CODEP-DCN-2011-000396 — 6 Janvier 2011  
Contrôle des installations nucléaires de base. Inspection INS-2010-EDFCNE-0006 du 3 décembre 2010.  
Thème : Application de l'arrêté du 10 août 1984 aux activités de fabrication des groupes électrogènes de secours de l'INB n°167.
- [E3] Lettre ASN CODEP-DCN-2011-036631 — 29 Juin 2011  
Contrôle des installations nucléaires de base. Inspection INSSN-DCN-2011-0647 du 15 juin 2011.  
Thème : Application de l'arrêté du 10 août 1984 aux activités de qualification des structures, systèmes et composants de l'INB n°167 aux conditions normales et accidentelles.
- [E4] Lettre ASN CODEP-DCN-2012-022924 — 30 Avril 2012  
Contrôle des installations nucléaires de base. Inspection INSSN-DCN-2012-0667 du 22 mars 2012.  
Thème : Application de l'arrêté du 10 août 1984 aux activités de réalisation des diesels d'ultime secours de l'INB 167.
- [E5] Lettre ASN CODEP-DCN-2013-049292 — 28 Août 2013.  
Contrôle des installations nucléaires de base - Flamanville 3 (réacteur de type EPR).  
Inspection INSSN-DCSN-2013-0635 du 19 juin 2013 - Application de l'arrêté du 10/8/84 aux activités de réalisation de l'instrumentation externe du coeur destinée à l'INB 167.
- [E6] Lettre ASN CODEP-CAE-2013-062677 — 21 Novembre 2013.  
Inspection n° INSSN-CAE-2013-0610 du 5 novembre 2013.  
Thème : montage et mise sous-tension d'armoires de contrôle-commande.
- [E7] Lettre ASN CODEP-CAE-2014-005575 — 4 Février 2014.  
Contrôle des installations nucléaires de base.  
Inspection n° INSSN-CAE-2014-0641 du 23 Janvier 2014.  
Thème : confinement et ventilation des bâtiments nucléaires.
- [E8] Lettre ASN CODEP-DCN-2016-032360 — 11 Août 2016  
Contrôle des installations nucléaires de base - EDF - Projet Flamanville 3 (INB 167).  
Inspection INSSN-DCN-2016-0637 du 01/04/2016.  
Thème : Application de l'arrêté du 7 février 2012 aux activités d'élaboration et d'utilisation de la maquette 3D pour les études de conception détaillée de Flamanville 3.
- [E9] Lettre ASN CODEP-DCN-2017-001480 – 12 Janvier 2017  
Inspection n°INSSN DCN 2016-0639  
Inspection relative à la qualification des équipements aux conditions accidentelles conformément à l'article 2 du décret d'autorisation de création de Flamanville 3.
- [E10] Lettre ASN CODEP-CAE-2017-009906 – 10 Mars 2017  
Inspection n° INSSN-CAE-2017-0653 du 21 février 2017  
Montages mécaniques.

- [E11] Lettre ASN CODEP-CAE-2017-014193 – 6 Avril 2017  
Inspection n° INSSN-CAE-2017-0646 du 22 mars 2017  
Essais de démarrage.
- [E12] Lettre ASN CODEP-CAE-2017-023173 – 23 Juin 2017  
Inspection n° INSSN-CAE-2017 -0654 du 02 juin 2017  
Préservation de l'environnement.
- [E13] Lettre ASN CODEP-CAE-2017-031055 – 27 Juillet 2017  
Inspection n° INSSN-CAE-2017-0660 des 28 et 29 juin 2017  
Suivi en service des appareils à pression implantés dans le périmètre d'une INB.
- [E14] Lettre ASN CODEP-CAE-2017-031253 – 28 Juillet 2017  
Inspection n° INSSN-CAE-2017-0648 du 25 juillet 2017  
Essais de démarrage.
- [E15] Lettre ASN CODEP-CAE-2017-046011 – 13 Novembre 2017  
Inspection n° INSSN-CAE-2017 -0650 du 24 octobre 2017  
Contrôle inopiné des essais de démarrage.
- [E16] Lettre ASN CODEP-CAE-2017-0464434 – 15 Novembre 2017  
Inspection n° INS-CAE-2017-0658 du 26/10/2017  
Essais de démarrage.
- [E17] Lettre ASN CODEP-CAE-2017-048255 – 27 Novembre 2017  
Inspection n° INSSN-CAE-2017-0651 du 17 novembre 2017  
Contrôle inopiné des essais de démarrage.
- [E18] Lettre ASN CODEP-CAE-2017-048214 – 27 Novembre 2017  
Inspection n° INSSN-CA E-201 7-0649 du 8 novembre 2017  
Essais de démarrage.
- [E19] Lettre ASN CODEP-CAE-2017-051337 – 12 Décembre 2017  
Inspection n° INSSNCAE20170665 du 14 novembre  
Maîtrise des agressions.
- [E20] Lettre ASN CODEP-CAE-2017-052545 – 18 Décembre 2017  
Inspection n° INSSN-CAE-2017 -0647 du 08 décembre 2017  
Contrôle des essais de démarrage.
- [E21] Lettre ASN CODEP-CAE-2017-049605 – 26 Décembre 2017  
Inspection n° INSSN-CAE-2017-0662 du 30 novembre 2017  
Préparation à la mise en service partielle.
- [E22] Lettre ASN CODEP-CAE-2018-001099 – 8 Janvier 2018  
Inspection n° INSSN-CAE-2018-0140 du 3 janvier 2018  
Essais de démarrage.

- [E23] Lettre ASN CODEP-CAE-2018-007382 – 6 Février 2018  
Inspection n° INSSN-CAE-2018-0137 du 23 janvier 2018  
Contrôle des essais de démarrage du réacteur EPR.
- [E24] Lettre ASN CODEP-CAE-2018-018979 – 18 Avril 2018  
Inspection n° INSSN-CAE-2018-0149 du 10/04/2018  
Contrôles non destructifs de fin de fabrication des tronçons VVP et ARE.
- [E25] Lettre ASN CODEP-CAE-2018-019467 – 24 Avril 2018  
Inspection n° INSSN-CAE-2018-0143 des 27 et 28 février 2018  
Montages mécaniques.
- [E26] Lettre ASN CODEP-CAE-2018-055503 – 20 Novembre 2018  
Inspection n° INSSN-CAE-2018-0142 du 30 octobre 2018  
Contrôle des essais de démarrage du réacteur EPR.
- [E27] Lettre ASN CODEP-DCN-2019-009589 – 29 Mars 2019  
Inspection n° INSSN-DCN-2018-0266 du 5 décembre 2018  
Qualification aux conditions accidentelles des matériels participants à la démonstration de sureté.
- [E28] Lettre ASN CODEP-CAE-2019-031414 – 30 Juillet 2019  
Inspections n° INSSN—CAE—2019—0078, INSSN—CAE—2019—0202, INSSN—CAE-2019—0201, INSSN-CAE—2019—0128 du 4 et 5 juin 2019.



**RAPPORT DE SURETE**

**— DE FLAMANVILLE 3 —**

**Version Publique**

Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE

CHAPITRE 1

SECTION 6.2

PAGE 1/4

CENTRALES NUCLÉAIRES

Palier EPR

**SOMMAIRE**

**.1.6.2 CODES TECHNIQUES EPR. . . . . 2**

### .1.6.2 CODES TECHNIQUES EPR

La conception du réacteur EPR relevant d'une approche évolutionnaire associée à des exigences de sûreté renforcées, les codes et normes correspondant à la pratique industrielle mise en œuvre pour la conception, la réalisation et la mise en service du réacteur EPR sont de trois types :

- les recueils de règles appelés RCC (Règles de Conception et de Construction) qui décrivent la pratique industrielle pour les réacteurs EDF actuellement en exploitation. Les codes RCC suivants sont applicables à EPR :
  - RCC-M « Règles de Conception et de Construction applicables aux Matériels mécaniques des îlots nucléaires REP ».
  - RCC-MR « Règles de Conception et de Construction applicables aux Matériels mécaniques des îlots nucléaires RNR », pour les cas à haute température.
  - RCC-E « Règles de Conception et de Construction applicables aux matériels électriques des îlots nucléaires ».
  - RCC-C « Règles de Conception et de Construction applicables aux assemblages de combustible des centrales nucléaires ».
- les recueils de règles appelés ETC (EPR Technical Code) qui ont été élaborés<sup>1</sup> pour exposer les pratiques industrielles spécifiques au réacteur EPR et qui se substituent par conséquent à des RCC existants :
  - ETC-C (EPR Technical Code for Civil Works) pour le génie civil.
  - ETC-F (EPR Technical Code for Fire) pour l'incendie.
- les autres codes et normes, qui ont également vocation à s'appliquer au réacteur EPR, notamment compte tenu du contexte européen du projet (au niveau réglementaire et industriel). Ces codes ou normes peuvent se substituer, pour certains thèmes techniques, et avec un domaine de couverture clairement défini, à des RCC ou ETC existants. Sont en particulier concernés les thèmes techniques suivants :
  - Equipements sous pression nucléaires : les codes et normes suivants peuvent être appliqués à EPR en fonction du niveau d'exigence et de qualité requis : l'ASME III-NC, la règle KTA class 2, d'autres normes européennes harmonisées (EN13445, EN13480, ...) ou d'autres codes industriels conformes aux exigences essentielles de sécurité. L'utilisation de ces codes est précisée au paragraphe 3 de la section 3.2.1 du RDS, en fonction des niveaux de classement de sûreté retenus pour les composants mécaniques, et à la section 3.6.2 vis-à-vis des niveaux de classement ESPN retenus pour les équipements.
  - Equipements sous pression non nucléaires : les différentes normes harmonisées développées au sein du CEN peuvent être utilisées.
  - Qualification des matériels : l'approche proposée par EDF pour EPR consiste à ne plus se restreindre à l'utilisation de la seule méthode de qualification développée en France, et à faire appel à des méthodes utilisées dans d'autres pays. Cette approche a fait l'objet d'un positionnement favorable de la DGSNR dans son courrier DEP-SD2/n°0440/2005 du 10 août 2005. Comme indiqué dans le courrier ECEP040128 du 4 août 2004, et dans le sous-chapitre 3.7 du RDS, la norme applicable pour prononcer la qualification des matériels sur le réacteur EPR est la norme internationale CEI60780<sup>2</sup>, complétée en particulier par la norme internationale CEI60980 pour la qualification sismique. La norme CEI60780 peut se décliner dans les deux pratiques de qualification suivantes, en plus de la méthode basée sur le Code RCC-E et les spécifications associées : la méthode allemande basée sur l'ensemble des

1. En s'appuyant dans certains cas sur les Eurocodes (normes de conception des structures en béton) publiés au niveau européen, et déclinés en normes françaises

2. Norme applicable aux matériels électriques stricto sensu mais dont les principes sont reductibles pour les matériels mécaniques

règles KTA (notamment KTA Standard n° 3501 et KTA Standard n° 3701), la méthode américaine basée sur les règles IEEE (notamment IEEE n°323).

Les différents codes sont listés dans le tableau ci-après avec les indications suivantes :

- correspondance entre les codes ETC et les codes RCC actuellement d'application sur les réacteurs en exploitation,
- RFS (Règles Fondamentales de Sûreté) émises par l'Autorité de Sûreté sur certains codes RCC, non applicables à EPR en dehors de la RFS V2e, conformément à la lettre DGSNR/SD2/n°307/2005 du 17 juin 2005,
- références des codes applicables à EPR.

Thème	Code applicable à EPR	Code RCC correspondant (et RFS associée <sup>3</sup> )	Références du code applicable à EPR
Combustible	RCC-C (1)	idem (RFS V.2.e)	Édition AFCEN décembre 2005 et ses modificatifs (1)
Composants mécaniques	<b>RCC-M</b> ou autres Codes (2)	idem (RFS V.2.c)	Edition AFCEN 2007 + fiches modificatives de 2008
Équipements électriques et Contrôle-commande	<b>RCC-E</b> (3a) ou autres Codes (3b)	idem (RFS V.2.d)	Edition AFCEN décembre 2005 (3a)
Génie civil (structures C1 (4a))	<b>ETC-C</b> (4b)	RCC-G (4c) (RFS V.2.b et V.2.h)	Notes EDF ENGSGC050076B + ENGSGC100349D
Incendie	<b>ETC-F</b> (5a)	RCC-I (5b) (RFS V.2.f et V.2.j)	Note EDF D305916019722B (5a)

(1) Le RCC-C est utilisé pour la conception et la construction du combustible pour le premier cœur et son renouvellement. Pour la conception de l'EPR, la version applicable est l'édition AFCEN de décembre 2005, complétée des modificatifs de décembre 2011.

(2) La liste des codes applicables est présentée à la section 3.6.2 comme indiqué précédemment.

(3a) Ce code de conception est accompagné d'un cahier de Données de Projet EPR (note EDF ENSEMD050222 indice D).

(3b) En particulier pour ce qui concerne la qualification des matériels : la norme internationale CEI60780 et sa déclinaison au niveau de la pratique de qualification allemande basée sur l'ensemble des règles KTA (notamment KTA Standard n°3501 et KTA Standard n°3701), ou américaine basée sur les règles IEEE (notamment IEEE n°323).

3. Voir paragraphe 3 de la section 1.7.0 du RDS pour la liste des RFS applicables à EPR

- (4a) Pour les structures non classées C1 mais classées SC2, des notes d'hypothèses spécifiques sont établies pour leur conception.
- (4b) La version applicable de l'ETC-C est complétée par une note de synthèse des prescriptions complémentaires pour la conception de Flamanville 3 tenant compte de l'instruction de la révision B de l'ETC-C (ENSGGC100349 indice D).
- (4c) RCC-G (édition juillet 88) : Règles de Conception et de Construction applicables au génie civil (règles BAEL + BPEL) (pour les tranches REP 1300MW).
- (5a) L'ETC-F (version H) a été transmis par le courrier D305117029901.
- (5b) RCC-I (édition octobre 87, rév. 4) : Règles de Conception et de Construction applicables à la protection contre l'incendie (d'application pour le REP N4).



# RAPPORT DE SURETE

— DE FLAMANVILLE 3 —

Version Publique

Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE

CHAPITRE 1

SECTION 6.3

PAGE 1/11

CENTRALES NUCLÉAIRES

Palier EPR

## SOMMAIRE

<b>.1.6.3 ENGAGEMENTS EDF (REFERENCES "D"). . . . .</b>	<b>2</b>
<b>1. ANTÉRIEURES AU DÉCRET N°2007-534 DU 10 AVRIL 2007 . . . . .</b>	<b>2</b>
<b>2. POSTÉRIEURES AU DÉCRET N°2007-534 DU 10 AVRIL 2007 . . . . .</b>	<b>5</b>

**.1.6.3 ENGAGEMENTS EDF (REFERENCES "D")****1. ANTÉRIEURES AU DÉCRET N°2007-534 DU 10 AVRIL 2007**

- [D1] Lettre EDF / Électriciens allemands ENSN9901638 – 2 Novembre 1999  
Annexe : "EPR project : improvements made on the main safety options"
- [D2] Lettre EDF / Électriciens allemands ENSN0000120 – 7 Février 2000  
Annexe : "Improvements on the main safety options for the EPR project – Complementary information"
- [D3] Lettre EDF / Électriciens allemands ENSN0000525 – 16 Juin 2000  
Annexe : "EPR project – Technical commitments for the Detailed Design phase"
- [D4] Lettre EDF ECECI020877 – 23 Décembre 2002  
Projet EPR - Réunion du 04 octobre 2002 - Rapport Préliminaire de Sûreté
- [D5] Lettre EDF ECECI030190 – 10 Mars 2003  
EPR - Réunion du 24 janvier 2003 - Impact d'une augmentation du niveau de puissance sur les dossiers DAC
- [D6] Lettre EDF ECEM030018 – 18 Mars 2003  
Projet EPR - Plan et contenu du Rapport Préliminaire de Sûreté
- [D7] Lettre EDF ECEM030097 – 22 Juillet 2003  
Positions et actions du Projet EPR suite au Groupe Permanent Réacteur du 3 juillet 2003.
- [D8] Lettre EDF ECEEM030107 – 5 Août 2003  
EPR : Etat de l'instruction au 15 juillet 2003
- [D9] Lettre EDF CPASDEREF040072 – 28 Janvier 2004  
Lettre d'envoi de la version 2003 du Rapport Préliminaire de Sûreté EPR
- [D10] Lettre EDF ECMT040019 - 9 Juillet 2004  
Groupe Permanent Réacteurs « Safety assessment of the EPR Project »



## RAPPORT DE SURETE

— DE FLAMANVILLE 3 —

Version Publique

Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE

CHAPITRE 1

SECTION 6.3

PAGE 3/11

CENTRALES NUCLÉAIRES

Palier EPR

- [D11] Lettre EDF ENSNEA040073 – 15 Juillet 2004  
Méthodologie d'évaluation des conséquences radiologiques des accidents
- [D12] Lettre EDF ENSNDR040148 – 30 Août 2004  
EPR : Prise en compte des RFS classement dans la démarche de classement EPR
- [D13] Lettre EDF ECMT040059 – 2 Décembre 2004  
Groupe Permanent pour les réacteurs nucléaires du 18 novembre 2004 - Positions et actions EDF
- [D14] Lettre EDF ENSNEA040111 – 3 Décembre 2004  
Méthodologie d'évaluation des conséquences radiologiques des accidents
- [D15] Lettre EDF ENSN050015 – 28 Janvier 2005  
Conséquences radiologiques des accidents - Projet EPR
- [D16] Lettre EDF ENSEMD050050 – 15 Février 2005  
EPR - RCC-E
- [D17] Lettre EDF ENSN050023 – 17 Février 2005  
Dossier EPR - Exclusion de Rupture
- [D18] Lettre EDF ENDDP050010 – 22 Février 2005  
Doctrines de qualification
- [D19] Lettre EDF ENDDP050050 – 20 Mai 2005  
Projet EPR - Doctrines de qualification
- [D20] Lettre EDF ECMT050085 – 11 Juillet 2005  
Groupe Permanent chargé des Réacteurs - Réunion du 5 juillet 2005 - Positions et actions EDF
- [D21] Lettre EDF ENSNEA050116 – 16 Septembre 2005  
GP Conséquences radiologiques. Suite réunion de cadrage du 02/09/2005
- [D22] Lettre EDF ECEMA050876 – 30 Septembre 2005  
EPR – Echancier de réponse aux recommandations de la SPN MCG du 26 avril 2005



## RAPPORT DE SURETE

— DE FLAMANVILLE 3 —

Version Publique

Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE

CHAPITRE 1

SECTION 6.3

PAGE 4/11

CENTRALES NUCLÉAIRES

Palier EPR

- [D23] Lettre EDF ECMT050118 – 7 Octobre 2005  
EPR : Rapport Préliminaire de sûreté édition 2005
- [D24] Lettre EDF ECMT050144 – 13 Décembre 2005  
Groupe Permanent chargé des Réacteurs – Réunion du 1<sup>er</sup> décembre 2005 - Positions et actions EDF
- [D25] Lettre EDF ENSEMD060059 – 23 Février 2006  
Code RCC-E pour EPR
- [D26] Lettre EDF ECMT060045 – 28 Février 2006  
Groupe Permanent chargé des Réacteurs – Réunion du 26 janvier 2006 - Positions et actions EDF
- [D27] Lettre EDF ECMT060051 – 9 Mars 2006  
EPR : projet de rapport préliminaire de sûreté version de mars 2006
- [D28] Lettre EDF ECEMA060517 – 12 Avril 2006  
EPR – Suite de la SPN 'Exclusion de rupture' du 21 juin 2005
- [D29] Lettre EDF ENGSGC060218 – 11 Mai 2006  
EPR - Code ETC-C
- [D30] Lettre EDF ECEMA060676 – 21 Juin 2006  
EPR - Echancier de réponses aux recommandations de la SPN GV du 13 décembre 2005
- [D31] Lettre EDF ECEMA060832 – 18 Juillet 2006  
EPR - Echancier de réponses aux recommandations de la SPN Cuve du 05 janvier 2006
- [D32] Lettre EDF ECMT060119 – 24 Juillet 2006  
Groupe Permanent chargé des Réacteurs – Réunions des 6 et 11 juillet 2006 – Positions et actions EDF
- [D33] Lettre EDF ENSN060089 – 25 Septembre 2006  
Groupe Permanent Conséquences radiologiques – Positions et actions EDF

**2. POSTÉRIEURES AU DÉCRET N°2007-534 DU 10 AVRIL 2007**

- [D34] Lettre EDF CPASDEREF070183 – 17 Avril 2007  
Note de synthèse ECEP070381 du 01 mars 2007 - Programme d'instruction anticipée EPR en vue de l'autorisation de mise en service
- [D35] Lettre EDF DPI/DIN/EM/MRC/MG-07/010 – 17 Décembre 2007  
Instruction des études d'accidents du rapport de sûreté de l'EPR
- [D36] Lettre EDF ECMT080004 – 14 Janvier 2008  
Avis IRSN 1<sup>er</sup> béton - Positions et actions EDF
- [D37] Lettre EDF DPI/DIN/EM/MRC/MG-08/003 – 26 Février 2008  
Instruction des études d'accidents du rapport de sûreté de l'EPR
- [D38] Lettre EDF ECEP080230 – 26 Février 2008  
Instruction distribution électrique
- [D39] Lettre EDF ECMT080028 – 1 Avril 2008  
Avis IRSN CIA EPR - Positions et actions EDF
- [D40] Lettre EDF ENSN080023 – 2 Avril 2008  
GP Conséquences Radiologiques - Suite réunion de cadrage du 15 février 2008
- [D41] Lettre EDF ECEF080775 – 10 Avril 2008  
Instruction avis IRSN n°2 sur la CIA EPR
- [D42] Lettre EDF du 5 Mai 2008, réponse au courrier ASN DEP-DCN-0028-2008-05-05  
Architecture du Contrôle Commande
- [D43] Lettre EDF ECEP081096 – 17 Juin 2008  
Transmission du CR du séminaire sur les études d'accidents du 04/04/08
- [D44] Lettre EDF ECEP081533 – 31 Juillet 2008  
EPR FA3 - Instruction des études de Génie-Civil
- [D45] Lettre EDF ECEP083029 – 29 Décembre 2008  
Instruction anticipée EPR - Thème agressions
- [D46] Lettre EDF ECMT090043 – 31 Mars 2009  
Avis CIA EPR - lot 3
- [D47] Lettre EDF ECEP090774 – 9 Avril 2009  
EPR – Instruction anticipée CIA – Bilan des transmissions faisant suite à l'instruction des lots n°1 et 2
- [D48] Lettre EDF ECMT090071 – 15 Juin 2009  
Positions actions EDF suite à l'avis définitif IRSN sur le lot n°4 de la CIA
- [D49] Lettre EDF ECEP091863 – 2 Juillet 2009  
Groupe permanent d'Experts pour les réacteurs du 18 juin 2009



## RAPPORT DE SURETE

— DE FLAMANVILLE 3 —

Version Publique

Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE

CHAPITRE 1

SECTION 6.3

PAGE 6/11

CENTRALES NUCLÉAIRES

Palier EPR

- [D50] Lettre EDF ENFC090084 – 20 Juillet 2009  
Positions-Actions EDF suite à l'instruction de la note de doctrine ICIA (informations utilisées en Conduite Incidentelle Accidentelle) référencée ENFCRI070332A de juillet 2008
- [D51] Lettre EDF ENSN090111 – 23 Juillet 2009  
Positions et actions EDF - Suite du GP du 25 juin 2009 'Conséquences radiologiques des accidents du Parc et d'EPR'
- [D52] Lettre EDF ECEP093483 – 30 Décembre 2009  
EPR FA3 - Instruction des essais de démarrage
- [D53] Lettre EDF ECEP100333 – 18 Février 2010  
EPR FA3 - Position/Action EDF - Avis Règles de Conduite Incidentelle
- [D54] Lettre EDF EDESN101526 – 31 Mai 2010  
GP-ESPN du 9 juin 2010 - Classement et niveau ESPN - Propositions de positions et actions EDF
- [D55] Lettre EDF ECEP102263 – 13 Août 2010  
EPR FA3 – Contrôle-commande
- [D56] Lettre EDF ECEP103382 – 18 Janvier 2011  
EPR FA3 – Instruction des essais de démarrage.
- [D57] Lettre EDF ECEP103219 - 25 Février 2011  
Officialisation des Positions / Actions EDF qui font suite au projet d'avis IRSN relatif aux reliquats de principes GIA référencé DSRST3G2010196.
- [D58] Lettre EDF ECEP111483 - 23 Juin 2011  
Positions et actions EDF - Suite du GP Réacteurs du 16 juin 2011, portant sur le contrôle-commande du réacteur EPR Flamanville 3.
- [D59] Lettre EDF ECEP111771 - 27 Juillet 2011  
Instruction anticipée de la demande de mise en service de Flamanville 3 en réponse au courrier CODEPDCN2011010882.
- [D60] Lettre EDF DPIDINEMMRPC11021 - 2 Novembre 2011  
Post-Fukushima - Groupe Permanent d'Experts pour les réacteurs et usines - Réunions des 8,9 et 10 novembre 2011 - Positions et Actions EDF.
- [D61] Lettre EDF DPIDINEMMRPC11022 - 17 Novembre 2011  
Post-Fukushima - Groupe Permanent d'Experts pour les réacteurs et usines - Réunions des 8,9 et 10 novembre 2011 - Actions complémentaires EDF.
- [D62] Lettre EDF ECESN120527 - 25 Juin 2012  
EPR FA3 - Instruction de la thématique « Génie Civil »
- [D63] Lettre EDF ECESN120696 - 8 Août 2012  
Instruction de la thématique 'essais de démarrage'



## RAPPORT DE SURETE

— DE FLAMANVILLE 3 —

Version Publique

Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE

CHAPITRE 1

SECTION 6.3

PAGE 7/11

CENTRALES NUCLÉAIRES

Palier EPR

- [D64] Lettre EDF ECESN121019 - 12 Novembre 2012  
Programme d'instruction anticipée EPR FA3 en vue de l'autorisation de mise en service
- [D65] Lettre EDF ENPRTR120335 - 21 Décembre 2012  
RTV MTC3D - Dossier complémentaire pour le transitoire de RTV avec arrêt des pompes primaires (CODEPDCN2010006316)
- [D66] Lettre EDF DPIDINEMMRCPC13002 - 28 Février 2013  
Post-Fukushima - Groupe Permanent d'Experts pour les Réacteurs des 13 et 20 décembre 2012 - Positions et Actions EDF
- [D67] Lettre EDF ECESN110239 B - 29 Octobre 2013  
Programme d'instruction anticipée EPR FA3 en vue de l'autorisation de mise en service
- [D68] Lettre EDF ECESN140192 - 25 Février 2014  
EPR FA3 – Groupe permanent Réacteur du 30 janvier 2014 relatif aux EPS de niveau 1 - Positions et Actions d'EDF
- [D69] Lettre EDF ECESN140521 – 02 Juin 2014  
EPR FA3 - Groupe permanent d'Experts pour les réacteurs nucléaires - Réunion du 29 avril 2014 - Examen de la démarche de classement du réacteur n03 de Flamanville
- [D70] Lettre EDF ECESN140696 - 25 Juillet 2014  
EPR FA3 – Instruction de la thématique « Essais de démarrage »
- [D71] Lettre EDF D305114013432 - 02 Janvier 2015  
EPR FA3 - Fiche Technique FTAVPSN201400197 - Courrier de Positions/Actions EDF
- [D72] Lettre EDF D305115065081 - 07 Juillet 2015  
EPR FA3 - Examen des moyens organisationnels, humains et techniques de conduite du réacteur  
EPR Réponse au rapport IRSN n° 2015-00006
- [D73] Lettre EDF D305115113343 - 09 Décembre 2015  
EPR FA3 - GP AG/EPS2 - Positions/Actions sur le rapport IRSN
- [D74] Lettre EDF D305116004313 - 12 Février 2016  
EPR FA3 – Instruction de la thématique « Conception du système ASG »
- [D75] Lettre EDF D305116011726 - 22 Mars 2016  
EPR FA3 - Système VDA - Positions et Actions EDF sur la FT/AV/PSN/2015-00219
- [D76] Lettre EDF D305116052105 - 19 Mai 2016  
EPR FA3 – Groupe permanent Réacteur des 30 et 31 Mars 2016 relatif à l'entreposage et la manutention du combustible - Positions et Actions d'EDF
- [D77] Lettre EDF D305116062579 - 30 Juin 2016  
EPR FA3 - Groupe permanent Réacteur des 30 et 31 Mars 2016 relatif à l'entreposage et la manutention du combustible - Positions et Actions d'EDF relatives aux Observations
- [D78] Lettre EDF D305116098733 - 27 Octobre 2016

EPR FA3 - Instruction de la qualification - Envoi des Position/Action sur la FT NSQ Elec lot 1

- [D79] Lettre EDF D305116108742 - 17 Janvier 2017  
EPR FA3 - Instruction de la qualification - Envoi des Position/Action sur la FT Méthodologie de qualification des équipements aux conditions accidentelles (hors accident grave)
- [D80] Lettre EDF D305117011658 - 3 avril 2017  
EPR FA3 – Instruction de la thématique « Essais de démarrage » - Positions et Actions EDF relatives aux PPE distribution électrique
- [D81] Lettre EDF D305117008688 - 12 avril 2017  
EPR FA3 – Groupe Permanent Réacteurs des 14 et 15 décembre 2016 consacré à la conception des systèmes de sûreté et à la protection des effets des agressions internes et externes – Positions et actions EDF
- [D82] Lettre EDF D305117011654 - 27 avril 2017  
EPR FA3 – Instruction RGE – Positions et Actions EDF
- [D83] Lettre EDF D305117032275 - 17 juillet 2017  
EPR FA3 – Instruction RGE – Positions et Actions EDF relatives au chapitre VIII
- [D84] Lettre EDF D458517049069 - 18 septembre 2017  
EPR FA3 – Instruction de la thématique « RGE » - Positions et Actions EDF relatives au chapitre VII
- [D85] Lettre EDF D458517050680 - 25 octobre 2017  
EPR FA3 – Instruction RGE – Positions et Actions EDF relatives à la qualification d'un second lot d'équipements électriques
- [D86] Lettre EDF D458517052732 - 10 novembre 2017  
EPR FA3 – Instruction RGE – Positions et Actions EDF relatives à la méthodologie de qualification des équipements aux conditions d'accidents grave
- [D87] Lettre EDF D458517063367 - 1 décembre 2017  
EPR FA3 – Instruction de la thématique « Composants mécaniques » – Positions et Actions EDF – Soupape du pressuriseur
- [D88] Lettre EDF D458517064659 - 7 décembre 2017  
EPR FA3 – Instruction de la thématique « Composants mécaniques » – Position / Action EDF – Soupape du pressuriseur – reliquat
- [D89] Lettre EDF D458517065313 - 22 décembre 2017  
EPR FA3 – Positions et Actions EDF relatives à la méthodologie de qualification des équipements aux conditions d'accidents grave – Chapitre 4
- [D90] Lettre EDF D458518008811 - 16 février 2018  
EPR FA3 – Instruction de la thématique « Etudes thermohydrauliques de surpressions » - Positions / Actions
- [D91] Lettre EDF D458518012392 - 5 mars 2018

EPR FA3 – Instruction de la thématique « Etudes thermohydrauliques de surpressions » - Position / Action

- [D92] Lettre EDF D458518017927 - 12 avril 2018  
EPR FA3 – Instruction de la thématique « OSSA » – Positions / Actions EDF
- [D93] Lettre EDF D458518028020 - 7 juin 2018  
EPR FA3 – Instruction de la thématique « RGE » – Chapitre VI - Courrier de Positions / Actions
- [D94] Lettre EDF D458518031726 - 7 juillet 2018  
EPR FA3 – Positions et Actions EDF relatives à l'examen d'un troisième lot d'équipements électriques
- [D95] Lettre EDF D458518035360 - 16 juillet 2018  
EPR FA3 – Positions et Actions EDF relatives à la qualification des équipements de robinetterie
- [D96] Lettre EDF D458519005562 - 22 février 2019  
EPR FA3 – 1er lot des Positions et Actions EDF relatives à l'instruction du PPE COR et du chapitre X
- [D97] Lettre EDF D458519007300 - 4 mars 2019  
EPR FA3 – Positions et Actions EDF relatives à la qualification « premier lot d'équipements mécaniques »
- [D98] Lettre EDF D458519005648 - 28 mars 2019  
EPR FA3 – 2ème lot des Positions et Actions EDF relatives à l'instruction du PPE COR et du chapitre X
- [D99] Lettre EDF D458519037450 - 3 juillet 2019  
EPR FA3 – Positions et Actions EDF relatives à la qualification « aux conditions accidentelles des équipements »
- [D100] Lettre EDF D458519057544 - 22 octobre 2019  
EPR FA3 – Positions et Actions EDF relatives à la méthodologie de qualification aux conditions d'accident grave des équipements
- [D101] Lettre EDF D458520002496 - 30 janvier 2020  
EPR FA3 - Positions et Actions EDF suite au projet de Fiche Technique IRSN relatif a l'instruction d'un premier ensemble de réponses transmises par EDF suite au GP de juillet 2018
- [D102] Lettre EDF D458519026739 B - 6 mai 2020  
EPR FA3 - Troisième lot des positions et actions EDF relatives à l'instruction du PPE COR et du chapitre X
- [D103] Lettre EDF D458520020993 – 1er juillet 2020  
Positions et actions suite DA DMES EPR FA3 – Chapitre VI des RGE – Envoi du premier projet de rapport d'expertise
- [D104] Lettre EDF D458520020914 - 3 juillet 2020

EPR FA3 - Impact du retour d'expérience du premier EPR sur la modélisation du cœur et sur la validation des outils de calcul scientifique utilisés dans la démonstration de sûreté – Postions Actions Lot 2

- [D105] Lettre EDF D458520023349 - 15 juillet 2020  
Projet EPR Flamanville 3 - Thématique "qualification" - Projet de fiche technique - équipements électrique
- [D106] Lettre EDF D458520025631 - 23 juillet 2020  
EPR FA3 - Impact du retour d'expérience du premier EPR sur la modélisation du cœur et sur la validation des outils de calcul scientifique utilisés dans la démonstration de sûreté – Postions Actions Lot 2
- [D107] Lettre EDF D458520037940 – 4 novembre 2020  
Projet de rapport relatif aux spécifications chimiques de l'EPR
- [D108] Lettre EDF D458521003304 – 15 janvier 2021  
Positions et Actions d'EDF suite au projet de Fiche Technique IRSN relatif à l'expertise du dossier d'amendement à la demande de mise en service – pertes RRA dans les états fermés
- [D109] Lettre EDF D458521011064 – 22 février 2021  
Positions et Actions d'EDF suite au projet de Fiche Technique IRSN relatif à l'expertise des spécifications techniques d'exploitation (STE)
- [D110] Lettre EDF D458521013286 – 4 mars 2021  
Positions et Actions d'EDF suite au projet de Fiche Technique IRSN relatif à l'instruction d'un deuxième ensemble de réponses transmises par EDF suite au GP RDS de juillet 2018
- [D111] Lettre EDF D458521015597 – 18 mars 2021  
Positions et Actions d'EDF suite au projet de Fiche Technique IRSN relatif à l'expertise des spécifications techniques d'exploitation STE
- [D112] Lettre EDF D458521022098 – 27 avril 2021  
Positions et Actions d'EDF suite au projet de Fiche Technique IRSN relatif à l'expertise des spécifications techniques d'exploitation STE
- [D113] Lettre EDF D458521025543 – 12 mai 2021  
Positions et Actions d'EDF suite au projet de Fiche Technique IRSN relatif au bilan des essais de démarrage de FA3 à l'indice A
- [D114] Lettre EDF D458521028410 – 27 mai 2021  
Positions et Actions d'EDF suite au projet de Fiche Technique IRSN relatif au bilan des essais de démarrage de FA3 à l'indice A



# RAPPORT DE SURETE

— DE FLAMANVILLE 3 —

Version Publique

Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE

CHAPITRE 1

SECTION 6.3

PAGE 11/11

CENTRALES NUCLÉAIRES

Palier EPR

- [D115] Lettre EDF D455121004940 – 2 juin 2021  
Courrier de réponses aux recommandations 3, 5, 6, 9 et 11 du PSN-EXP-SNR/2021-00017 –  
Analyse de la stratégie de conservations longue durée des équipements du réacteur n°3 de  
Flamanville
- [D116] Lettre EDF D458521030869 - 9 juin 2021  
Positions et Actions d'EDF suite au projet de Fiche Technique IRSN relatif au bilan des essais de  
démarrage de FA3 à l'indice A
- [D117] Lettre EDF D458521031954 - 15 juin 2021  
Positions et Actions d'EDF suite au projet de Fiche Technique IRSN relatif à l'expertise des STE
- [D118] Lettre EDF D458521033095 - 18 juin 2021  
Positions et Actions d'EDF suite au projet de Fiche Technique IRSN relatif à l'expertise des STE
- [D119] Lettre EDF D458521035077 – 28 Juin 2021  
Positions et Actions d'EDF suite au projet de Fiche Technique IRSN relatif au bilan des essais de  
démarrage de FA3 à l'indice A
- [D120] Lettre EDF D458521035442 – 29 Juin 2021  
Positions et Actions d'EDF suite au projet de Fiche Technique IRSN relatif à l'expertise des STE
- [D121] Lettre EDF D458521034319 – 13 Juillet 2021  
EPR - PSRV - Position et Actions EDF - Matériau du clapet de contrôle des pilotes mécaniques des  
soupapes du pressuriseur



**RAPPORT DE SURETE**  
**— DE FLAMANVILLE 3 —**

**Version Publique**

Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE

CHAPITRE : 1

SECTION : 7

PAGE : 1/1

CENTRALES NUCLÉAIRES

Palier EPR

## **1.7 CONFORMITÉ AVEC LA RÉGLEMENTATION**

### **1.7.0 EXIGENCES RETENUES**

#### **1.7.1 CONFORMITÉ AUX EXIGENCES RÉGLEMENTAIRES**

## SOMMAIRE

<b>.1.7.0 EXIGENCES RETENUES . . . . .</b>	<b>5</b>
<b>1. CADRE D'ENSEMBLE . . . . .</b>	<b>5</b>
<b>2. TEXTES RÉGLEMENTAIRES APPLICABLES . . . . .</b>	<b>6</b>
<b>2.1. CADRE RÉGLEMENTAIRE (LE SOCLE) . . . . .</b>	<b>6</b>
<b>2.2. DÉCRET D'AUTORISATION DE CRÉATION (DAC) ET DÉCISIONS ASN ASSOCIÉES FIXANT LES PRESCRIPTIONS APPLICABLES . . . . .</b>	<b>8</b>
<b>2.3. RÉGLEMENTATION RELATIVE À LA PROTECTION DE L'ENVIRONNEMENT . . . . .</b>	<b>9</b>
<b>2.4. RÉGLEMENTATION RELATIVE AUX APPAREILS À PRESSION . . . . .</b>	<b>10</b>
<b>2.4.1. ÉQUIPEMENTS SOUS PRESSION . . . . .</b>	<b>11</b>
<b>2.4.2. ÉQUIPEMENTS SOUS PRESSION NUCLÉAIRES . . . . .</b>	<b>11</b>
<b>2.4.3. PRÉCISIONS COMPLÉMENTAIRES . . . . .</b>	<b>11</b>
<b>2.5. RÉGLEMENTATION SPÉCIFIQUE À LA RADIOPROTECTION . . . . .</b>	<b>12</b>
<b>2.6. RÉGLEMENTATION SPÉCIFIQUE À LA GESTION DES DÉCHETS . . . . .</b>	<b>14</b>
<b>2.7. DISPOSITIONS RELATIVES AUX INCIDENTS ET ACCIDENTS . . . . .</b>	<b>14</b>
<b>2.8. AUTRES RÉGLEMENTATIONS FRANÇAISES . . . . .</b>	<b>14</b>
<b>2.9. TEXTES INTERNATIONAUX . . . . .</b>	<b>15</b>
<b>3. RÉFÉRENTIEL NON RÉGLEMENTAIRE PRIS EN COMPTE . . . . .</b>	<b>16</b>
<b>3.1. DIRECTIVES TECHNIQUES . . . . .</b>	<b>17</b>
<b>3.2. RÈGLES FONDAMENTALES DE SÛRETÉ ET GUIDES ASN . . . . .</b>	<b>17</b>
<b>3.2.1. RFS NUMÉRO I.2.A (05/08/1980) – RISQUES LIÉS AUX CHUTES D'AVIONS . . . . .</b>	<b>17</b>
<b>3.2.2. RFS NUMÉRO I.2.B (05/08/1980) – ÉMISSION DE PROJECTILES PAR SUITE DE L'ÉCLATEMENT DES GROUPES TURBO- ALTERNATEURS . . . . .</b>	<b>18</b>
<b>3.2.3. RFS NUMÉRO 2001-01 (RFS-I.1.C DU 31/05/2001) (RÉVISION DE LA RFS NUMÉRO I.2.C DE 1981) – RISQUE SISMIQUE . . . . .</b>	<b>18</b>
<b>3.2.4. RFS NUMÉRO I.2.D (07/05/1982) – RISQUES LIÉS À L'ENVIRONNEMENT INDUSTRIEL ET AUX VOIES DE COMMUNICATION . . . . .</b>	<b>18</b>

<b>3.2.5. GUIDE N°13 DE L'ASN (AVRIL 2013 ; ABROGE LA RFS NUMÉRO I.2.E DU 12/04/1984) – RISQUE D'INONDATION D'ORIGINE EXTERNE . . . . .</b>	<b>19</b>
<b>3.2.6. RFS NUMÉRO I.3.A (05/08/1980) – UTILISATION DU CRITÈRE DE DÉFAILLANCE UNIQUE DANS LES ANALYSES DE SÛRETÉ . . .</b>	<b>19</b>
<b>3.2.7. RFS NUMÉRO I.3.B (08/06/1984) – INSTRUMENTATION SISMIQUE . . . . .</b>	<b>20</b>
<b>3.2.8. RFS NUMÉRO I.3.C (01/08/1985) – ÉTUDES GÉOLOGIQUES ET GÉOTECHNIQUES DU SITE (CARACTÉRISTIQUES DES SOLS ET COMPORTEMENT DES TERRAINS) . . . . .</b>	<b>20</b>
<b>3.2.9. RFS NUMÉRO II.2.2.A REVISION 1 (31/12/1985) – CONCEPTION DU SYSTEME D'ASPERSION DE L'ENCEINTE . . . . .</b>	<b>20</b>
<b>3.2.10. RFS NUMÉRO II.3.8 (08/06/1990), GUIDES N°8 DU 4/9/2012 ET N° 19 DU 21/2/2013 – CONSTRUCTION ET EXPLOITATION DU CSP .</b>	<b>21</b>
<b>3.2.11. RFS NUMÉRO II.4.1.A (15/05/2000) – CONCEPTION, RÉALISATION, MISE EN OEUVRE ET EXPLOITATION DES LOGICIELS DES SYSTÈMES ÉLECTRIQUES CLASSÉS DE SÛRETÉ . . . . .</b>	<b>21</b>
<b>3.2.12. RFS NUMÉRO IV.1.A (21/12/1984) – CLASSEMENT DES MATÉRIELS MÉCANIQUES, SYSTÈMES ÉLECTRIQUES, STRUCTURES ET OUVRAGES DE GÉNIE CIVIL . . . . .</b>	<b>21</b>
<b>3.2.13. RFS NUMÉRO IV.2.A (21/12/1984) – CONCEPTION DES MATÉRIELS MÉCANIQUES CLASSÉS DE SÛRETÉ, VÉHICULANT OU CONTENANT UN FLUIDE SOUS PRESSION ET CLASSÉS DE NIVEAUX 2 ET 3 . . . . .</b>	<b>22</b>
<b>3.2.14. RFS NUMÉRO IV.2.B (31/07/1985) – CONCEPTION, QUALIFICATION, MISE EN OEUVRE ET EXPLOITATION DES MATÉRIELS ÉLECTRIQUES APPARTENANT AUX SYSTÈMES ÉLECTRIQUES CLASSÉS DE SÛRETÉ . . . . .</b>	<b>22</b>
<b>3.2.15. RFS NUMÉRO V.1.A (18/01/1982) – DÉTERMINATION DE L'ACTIVITÉ RELÂCHÉE HORS DU COMBUSTIBLE DANS LES ÉTUDES DE SÛRETÉ RELATIVES AUX ACCIDENTS . . . . .</b>	<b>23</b>
<b>3.2.16. RFS NUMÉRO V.1.B (10/06/1982) – MOYENS DE MESURES MÉTÉOROLOGIQUES . . . . .</b>	<b>23</b>

<b>3.2.17. RFS NUMÉRO V.2.B (30/07/1981) – RÈGLES GÉNÉRALES APPLICABLES À LA RÉALISATION DES OUVRAGES DE GÉNIE CIVIL . . . . .</b>	<b>23</b>
<b>3.2.18. RFS NUMÉRO V.2.C RÉVISION 1 (12/09/1986) – RÈGLES GÉNÉRALES APPLICABLES À LA RÉALISATION DES MATÉRIELS MÉCANIQUES . . . . .</b>	<b>23</b>
<b>3.2.19. RFS NUMÉRO V.2.D RÉVISION 1 (23/09/1986) – RÈGLES GÉNÉRALES APPLICABLES À LA RÉALISATION DES MATÉRIELS ÉLECTRIQUES . . . . .</b>	<b>24</b>
<b>3.2.20. RFS NUMÉRO V.2.E RÉVISION 2 (14/12/1990) – RÈGLES GÉNÉRALES APPLICABLES À LA RÉALISATION DES ASSEMBLAGES COMBUSTIBLES . . . . .</b>	<b>24</b>
<b>3.2.21. RFS NUMÉRO V.2.F (28/12/1982) – PROTECTION CONTRE L'INCENDIE . . . . .</b>	<b>24</b>
<b>3.2.22. GUIDE 2/01 (26/05/2006) REMPLAÇANT LA RFS NUMÉRO V.2.G (31/12/1985) – CALCULS SISMIQUES DES OUVRAGES DE GÉNIE CIVIL . . . . .</b>	<b>24</b>
<b>3.2.23. RFS NUMÉRO V.2.H (04/06/1986) – RÉALISATION DES OUVRAGES DE GÉNIE CIVIL . . . . .</b>	<b>25</b>
<b>3.2.24. RFS NUMÉRO V.2.J (21/11/1988) – PROTECTION CONTRE L'INCENDIE . . . . .</b>	<b>25</b>
<b>3.2.25. RFS 2002-01 (26/12/2002) – UTILISATION DES ÉTUDES PROBABILISTES DE SÛRETÉ . . . . .</b>	<b>25</b>
<b>3.2.26. CONCLUSION . . . . .</b>	<b>26</b>
<b>3.3. AUTRES TEXTES INTERNATIONAUX . . . . .</b>	<b>26</b>
<b>LISTE DES RÉFÉRENCES. . . . .</b>	<b>27</b>



**RAPPORT DE SURETE**

**— DE FLAMANVILLE 3 —**

**Version Publique**

Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE

CHAPITRE 1

SECTION 7.0

PAGE 4/31

CENTRALES NUCLÉAIRES

Palier EPR

**TABLEAUX :**

**TAB-1.7.0.1 TABLEAU RÉCAPITULATIF DE L'APPLICABILITÉ DES RFS/  
GUIDES À FLA 3 ..... 29**

**FIGURES :**

**FIG-1.7.0.1 CORPUS RÉGLEMENTAIRE FRANÇAIS ..... 31**

## .1.7.0 EXIGENCES RETENUES

### 1. CADRE D'ENSEMBLE

Les exigences administratives et techniques imposées par la réglementation française visent à garantir un fonctionnement sûr des installations nucléaires de base et à réduire leurs impacts sur la santé de l'homme et l'environnement. Ces exigences couvrent la conception, la construction, le fonctionnement, la mise à l'arrêt et le démantèlement des centrales nucléaires.

Une centrale nucléaire présente, sur le plan de la sûreté nucléaire, les deux caractéristiques suivantes :

- elle constitue une source de rayonnements ionisants,
- elle produit des effluents radioactifs dont le rejet est normalement contrôlé ou exceptionnellement non contrôlé en cas d'incidents ou d'accidents.

La protection contre les effets des rayonnements ionisants, la prévention des incidents et accidents et les moyens à mettre en oeuvre pour en limiter les effets (mitigation) exigent que des dispositions techniques et/ou organisationnelles soient prises à tous les stades de la vie de l'installation.

L'ensemble de ces dispositions techniques et/ou organisationnelles participe à la sûreté nucléaire de l'installation.

L'Etat **définit** la réglementation en matière de sécurité nucléaire et **met en oeuvre** les contrôles visant à son application.

L'article L. 592-1 du code de l'environnement dispose que l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN), entité administrative indépendante participe au contrôle de la sûreté nucléaire et de la radioprotection et à l'information du public dans ces domaines <sup>1</sup>.

Selon l'article L.592-20 du code de l'environnement, l'ASN peut prendre des décisions réglementaires à caractère technique pour compléter les modalités d'application des décrets et arrêtés pris en matière de sûreté nucléaire ou de radioprotection, à l'exception de ceux ayant trait à la médecine du travail. De telles décisions sont soumises à l'homologation des ministres chargés de la sûreté nucléaire pour celles qui sont relatives à la sûreté nucléaire ou des ministres chargés de la radioprotection pour celles relatives à la radioprotection. Les arrêtés portant homologation des décisions ASN sont publiés au *journal officiel*.

Le corpus réglementaire français est hiérarchisé. Cette hiérarchie est classiquement illustrée par la figure [FIG-1.7.0.1](#).

Dans ce paragraphe sont présentés les textes réglementaires de base applicables :

- les textes administratifs et techniques relatifs aux installations nucléaires de base,
- les textes et décrets relatifs à la protection contre les rayonnements ionisants et aux rejets d'effluents,
- sont également évoquées d'autres dispositions réglementaires issues du code de l'aviation civile, du code de la santé publique, du code de l'environnement.

Les règles fondamentales de sûreté (RFS) ou guides de l'ASN n'ont pas une portée réglementaire. Ces textes sont examinés dans le [§ 3](#).

Une mention particulière est faite des Directives Techniques (Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de réacteurs nucléaires à eau sous pression). Ce texte

1. Articles L.592-1 à L.592-44 du code de l'environnement

[Réf \[1\]](#) présente l'opinion du Groupe Permanent chargé des Réacteurs nucléaires (GPR) concernant la philosophie et l'approche de sûreté nucléaire, ainsi que les exigences générales de sûreté à considérer pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires de type REP. Ces Directives Techniques ne figurent pas explicitement dans la pyramide réglementaire, néanmoins pour prendre ses décisions les plus importantes relatives aux enjeux de sûreté nucléaire ou de radioprotection, l'ASN s'appuie sur les avis et recommandations des groupes permanents d'experts placés auprès d'elle dont le GPR. De facto, ces Directives Techniques sont intégrées à la base de la pyramide réglementaire (assimilées aux guides de l'Autorité de sûreté nucléaire).

Sont exposés au [§ 2.9.](#), les textes d'organismes internationaux, qui constituent des recommandations à caractère non réglementaire ou qui peuvent servir de support à l'évolution de la réglementation française.

## **2. TEXTES RÉGLEMENTAIRES APPLICABLES**

### **2.1. CADRE RÉGLEMENTAIRE (LE SOCLE)**

Les dispositions liées à la sûreté nucléaire sont régies par le code de l'environnement (abrogeant et intégrant, par ordonnance n° 2012-6 du 5 janvier 2012, la loi n° 2006-686 du 13 juin 2006 relative à la transparence et à la sécurité en matière nucléaire) et ses textes d'application.

Les dispositions liées aux installations nucléaires sont réparties dans le code de l'environnement, dans les chapitres suivants :

- **Livre 1<sup>er</sup> « Dispositions communes »**
  - **Titre II « Information et participation des citoyens »**
    - **Chapitre V « Autres modes d'information »**
      - **Section 2 « Dispositions propres aux activités nucléaires »**, articles L.125-10 à L.125-40
  
- **Livre V « Prévention des pollutions, des risques et des nuisances »**
  - **Titre IV « Déchets »**
    - **Chapitre II « Dispositions particulières à la gestion durable des matières et des déchets radioactifs »**, articles L.542-1-1-1, L.542-1-3, L.542-13-1 et L.542-13-2
  - **Titre IX « La sécurité nucléaire et les installations nucléaires de base »**
    - **Chapitre I<sup>er</sup> « Dispositions générales relatives à la sécurité nucléaire »**, articles L.591-1 à L.591-5
    - **Chapitre II « L'autorité de sûreté nucléaire et l'institut de radioprotection et de sûreté nucléaire »**, articles L.592-1 à L.592-49
    - **Chapitre III « Installations nucléaires de base »**, articles L.593-1 à L.593-37, et article L.593-42
    - **Chapitre IV « Dispositions à caractère financier relatives aux installations nucléaires de base »**, articles L.594-1 à L.594-14
    - **Chapitre V « Transport de substances radioactives, équipements sous pression nucléaires »**, articles L.595-1 et L.595-2
    - **Chapitre VI « Contrôle et sanctions »**, articles L.596-1 à L.596-14
    - **Chapitre VII « Dispositions applicables à la responsabilité civile dans le domaine de l'énergie nucléaire »**, articles L.597-1 à L.597-46

Le deuxième paragraphe de l'article L.593-1 du code de l'environnement dispose que les installations nucléaires de base ne sont soumises ni aux dispositions des articles L. 214-1 à L. 214-6 du code de l'environnement [loi sur l'eau – IOTA - installations, ouvrages, travaux et activités ayant un impact sur la ressource en eau et les milieux aquatiques], ni à celles du titre 1<sup>er</sup> même livre [ICPE - installations classées pour la protection de l'environnement]. Elles ne sont pas soumises au régime d'autorisation, d'enregistrement ou de déclaration visé à l'article L. 1333-8 du code de la santé publique.

L'article L.593-3 de ce même chapitre indique que **les équipements et installations, nécessaires à l'exploitation d'une installation nucléaire de base et implantés dans son périmètre** défini à la délivrance de l'autorisation de création voire de modification, y compris ceux qui sont inscrits à l'une des catégories comprises dans une des nomenclatures prévues aux articles L. 214-2 [IOTA] et L. 511-2 [ICPE] du code de l'environnement, sont réputés faire partie de cette installation et de facto sont soumis aux dispositions du même chapitre et du chapitre VI du Titre IX.

**Les autres équipements et installations**, inscrits à l'une des catégories précitées et implantés **dans le périmètre** de l'installation nucléaire de base, restent soumis, selon les cas, aux dispositions du code de l'environnement relatives aux IOTA et aux ICPE, l'Autorité de sûreté nucléaire exerçant les attributions en matière de décisions individuelles et de contrôle prévues par ces dispositions.

**Un équipement non nécessaire à l'exploitation** de la centrale, implanté **à l'extérieur du périmètre** de l'installation nucléaire de base est soumis selon ses caractéristiques aux dispositions du code de l'environnement portant sur les IOTA ou les ICPE voire aux dispositions du code de la santé publique.

Le code de l'environnement encadre l'exercice des activités industrielles comportant un risque d'exposition des personnes aux rayonnements ionisants (hors activités médicales). Il affirme les principes fondamentaux :

- de la responsabilité première de l'exploitant de l'installation à l'origine du risque,
- du contrôle de l'Etat et de son implication dans la définition de la réglementation,
- de l'obligation de transparence<sup>2</sup> des activités nucléaires par un accès garanti du public à l'information,
- la protection des intérêts mentionnés à l'article L.593-1 ; à savoir la sécurité, la salubrité et la santé publiques, la nature et l'environnement.

Les articles L.593-43 et L.595-2 du code de l'environnement précisent qu'un décret détermine les modalités d'application relatives respectivement aux installations nucléaires de base et au transport des substances radioactives. Ces modalités sont celles du décret n°2007-1557 du 2 novembre 2007, relatif aux installations nucléaires de base et au contrôle, en matière de sûreté nucléaire, du transport de substances radioactives. Ce décret qui a été codifié par le décret n° 2019-190 du 14 mars 2019 au titre IX « La sécurité nucléaire et les installations nucléaires de base » du livre V du code de l'environnement (partie réglementaire), structure et régit l'essentiel des activités liées aux installations nucléaires de base et au transport des matières radioactives en raison des risques ou inconvénients que ces activités peuvent présenter pour les intérêts mentionnés à l'article L.593-1 du code de l'environnement. Il précise les différentes procédures liées à la vie de l'installation et organise l'accès aux informations, la consultation des autorités techniques et administratives nationales et locales comme du public afin d'établir une large concertation et recueillir l'acceptation du plus grand nombre pour l'exercice de ces activités.

**L'arrêté du 7 février 2012** modifié fixe les règles générales relatives aux installations nucléaires de base. Ces règles générales sont applicables à la conception, la construction, le fonctionnement, la mise à l'arrêt définitif, le démantèlement, l'entretien et la surveillance des installations nucléaires de base, pour la protection des intérêts mentionnés à l'article L.593-1 du code de l'environnement.

2. La **transparence** est définie (article L.125-12 du code de l'environnement) comme l'ensemble des dispositions prises pour garantir le droit au public à une information fiable et accessible en matière de **sécurité nucléaire**, concept proposé (article L.591-1) comme regroupant la sûreté nucléaire, la radioprotection, la prévention et la lutte contre les actes de malveillance ainsi que les actions de sécurité civile en cas d'accident.

L'article 9.6 de l'arrêté du 7 février 2012 a abrogé au 1er juillet 2013 :

- l'arrêté du 10 août 1984 relatif à la qualité de la conception de la construction et de l'exploitation des installations nucléaires de base. Les dispositions relatives à la qualité de la conception, de la construction et de l'exploitation des installations nucléaires de base sont intégrées par le Titre II « Organisation et responsabilité » de l'arrêté du 7 février 2012 ;
- l'arrêté du 26 novembre 1999 fixant les prescriptions techniques générales relatives aux limites et aux modalités des prélèvements et des rejets soumis à autorisation, effectués par les installations nucléaires de base ;
- l'arrêté du 31 décembre 1999 modifié fixant la réglementation technique générale destinée à prévenir et limiter les nuisances et les risques externes résultant de l'exploitation des installations nucléaires de base.

L'article 9.4-VI de cet arrêté prévoit l'entrée en vigueur de certaines dispositions à une date postérieure à la mise en service de Flamanville 3.

Les décisions « environnement » [Réf \[6\]](#), « incendie » [Réf \[8\]](#), « criticité » [Réf \[9\]](#), « gestion des déchets » [Réf \[10\]](#), « rapport de sûreté » [Réf \[11\]](#), « situations d'urgence et PUI » [Réf \[12\]](#), « gestion des modifications notables » [Réf \[14\]](#) et « participation du public », à caractère réglementaire et complétant les exigences de l'arrêté du 7 février 2012, sont entrées en vigueur.

## **2.2. DÉCRET D'AUTORISATION DE CRÉATION (DAC) ET DÉCISIONS ASN ASSOCIÉES FIXANT LES PRESCRIPTIONS APPLICABLES**

La création d'une installation nucléaire de base est soumise à autorisation (article L.593-7 du code de l'environnement). Cette autorisation n'est délivrée que si, compte tenu des connaissances scientifiques et techniques du moment, l'exploitant démontre que les dispositions techniques ou d'organisation prises ou envisagées aux stades de la conception, de la construction et de l'exploitation ainsi que les principes généraux proposés pour le démantèlement sont de nature à prévenir ou à limiter de manière suffisante les risques ou inconvénients que l'installation présente pour les intérêts mentionnés à l'article L.593-1 (la sécurité, la santé et la salubrité publiques ou la protection de la nature et de l'environnement). L'autorisation prend en compte les capacités techniques et financières de l'exploitant qui doivent lui permettre de conduire son projet dans le respect de ces intérêts, en particulier pour couvrir les dépenses de démantèlement de l'installation et de remise en état, de surveillance et d'entretien de son lieu d'implantation.

Le dossier de demande d'autorisation fait l'objet d'une enquête publique et d'avis ou d'observations de plusieurs entités.

L'autorisation de création est un décret pris après avis de l'Autorité de sûreté nucléaire. Ce décret détermine les caractéristiques et le périmètre de l'installation et fixe le délai dans lequel celle-ci doit être mise en service.

Le **décret n°2007-534 du 10 avril 2007** (J.O.R.F. du 11 avril 2007) modifié par le décret n° 2020-336 du 25 mars 2020, autorise EDF à créer l'installation nucléaire de base de Flamanville 3. Il impose des dispositions en matière de conception sur la prévention des accidents, les moyens de contrôle de la réactivité, etc... Il précise dans son article 3 que le délai pour réaliser le premier chargement en combustible nucléaire du réacteur est fixé à 17 ans à compter de la publication au journal officiel (soit avril 2024). Il dispose que pour l'obtention de l'autorisation de mise en service, l'exploitant devra transmettre à l'Autorité de sûreté nucléaire, au plus tard 12 mois avant la date prévue pour le premier chargement en combustible nucléaire du réacteur, outre les documents requis par les dispositions réglementaires applicables aux installations nucléaires de base :

- un **rapport de sûreté comportant les mises à jour du rapport préliminaire de sûreté**,
- les règles générales d'exploitation que l'exploitant prévoit de mettre en œuvre pour la protection des intérêts mentionnés à l'article L.593-1 du code de l'environnement,
- un plan d'urgence interne,
- une étude de gestion des déchets de l'installation,

- une mise à jour en tant que de besoin du plan de démantèlement,
- une mise à jour de l'étude d'impact.

Pour l'application du décret d'autorisation de création, l'Autorité de sûreté nucléaire définit des prescriptions relatives à la conception, à la construction et à l'exploitation de l'installation qu'elle estime nécessaires à la protection des intérêts mentionnés à l'article L.593-1 du code de l'environnement. A ce titre, elle précise notamment, en tant que de besoin, les prescriptions relatives aux prélèvements d'eau de l'installation et aux substances radioactives issues de l'installation. Les prescriptions fixant les limites de rejets de l'installation dans l'environnement sont soumises à homologation. Ainsi, les décisions concernant les rejets et prélèvements sont les suivantes :

- la décision 2018-DC-0639 de l'ASN du 19 juillet 2018 fixant à EDF les valeurs limites de rejets dans l'environnement des effluents liquides et gazeux pour l'exploitation des réacteurs Flamanville 1, Flamanville 2 et Flamanville 3.
- la décision 2018-DC-0640 de l'ASN du 19 juillet 2018 fixant à EDF les prescriptions relatives aux modalités de prélèvement et de consommation d'eau, de rejet d'effluents et de surveillance de l'environnement pour l'exploitation des réacteurs Flamanville 1, Flamanville 2 et Flamanville 3.

**La décision n°2008-DC-0114** de l'Autorité de sûreté nucléaire du 26 septembre 2008 [Réf \[3\]](#) fixe les prescriptions relatives au site électronucléaire de Flamanville pour la conception et la construction du réacteur « Flamanville 3 » (INB n°167) et pour l'exploitation des réacteurs « Flamanville 1 » (INB n°108) et « Flamanville 2 » (INB n°109). Elle est modifiée par **la décision n°2013-DC-0347** de l'Autorité de sûreté nucléaire du 7 mai 2013 [Réf \[5\]](#) fixant des prescriptions relatives au site électronucléaire de Flamanville pour la conception et la construction du réacteur « Flamanville 3 » (INB n°167) et pour l'exploitation des réacteurs « Flamanville 1 » (INB n°108) et « Flamanville 2 » (INB n°109), ainsi que des prescriptions relatives aux **essais de démarrage** du réacteur « Flamanville 3 » (INB n°167).

**La décision n°2012-DC-0283** de l'Autorité de sûreté nucléaire du 26 juin 2012 [Réf \[4\]](#) fixe des prescriptions complémentaires applicables au site électronucléaire de Flamanville au vu des conclusions des évaluations complémentaires de sûreté (ECS) INB n°108 et n°109 et n°167. Cette décision a été complétée sur le noyau dur par la décision n°2014-DC-0403 du 21 janvier 2014 [Réf \[7\]](#) fixant des prescriptions complémentaires au vu de l'examen du dossier présenté par l'exploitant conformément à la prescription (ECS-1) de la décision n°2012-DC-0283 [Réf \[4\]](#).

### **2.3. RÉGLEMENTATION RELATIVE À LA PROTECTION DE L'ENVIRONNEMENT**

Cette partie est développée dans la pièce du dossier de mise en service « mise à jour de l'étude d'impact » permettant notamment d'apprécier la conformité de l'installation réalisée avec les dispositions des décisions précitées portant sur les rejets et prélèvements. Cependant, il est rappelé que l'impact d'une installation nucléaire sur l'environnement est dû principalement à ses rejets radioactifs, thermiques et chimiques. En fonctionnement normal, cet impact environnemental est faible. Les effets de dilution et de dispersion en milieu marin ou atmosphérique rendent négligeable cet apport radioactif comparé à la contribution<sup>3</sup> naturelle à seulement quelques kilomètres de distance.

Principaux textes applicables :

- Articles L.211-1 et suivants du code de l'environnement notamment,
- Code l'environnement, Livre V, Titre IX, Chapitre III, article L.593-10 précisant que l'Autorité de sûreté nucléaire définit des prescriptions relatives aux prélèvements d'eau et les limites de rejets,

3. L'essentiel de la radioactivité présente dans l'environnement est d'origine naturelle. Elle provient des rayons cosmiques, du radon issu des minéraux du sol, des rayonnements telluriques venant des isotopes des chaînes de l'uranium et du thorium présents dans les sols, du carbone 14 et du potassium 40 présents dans les aliments et dans l'organisme humain. On trouve aussi dans certains compartiments de l'environnement des isotopes radioactifs artificiels, provenant des essais nucléaires atmosphériques, des retombées de Tchernobyl, et enfin, pour une part très minoritaire, des activités nucléaires industrielles.

- Code l'environnement, Livre V, Titre IX, Chapitre III (partie réglementaire), articles R.593-1 à R.593-123 relatif aux installations nucléaires de base et au contrôle, en matière de sûreté nucléaire, du transport de substances radioactives.
- L'arrêté du 7 février 2012 modifié fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base, Titre IV « Maîtrise des nuisances et de l'impact sur la santé et l'environnement ». Le titre IV définit les dispositions relatives :
  - Aux prélèvements d'eau et rejets d'effluents dans l'air et dans l'eau (prélèvements et la consommation d'eau, collecte et le traitement des effluents, rejet des effluents),
  - A la surveillance (des prélèvements et consommation d'eau, des émissions ainsi qu'une surveillance de l'environnement susceptible d'être affecté par l'installation),
  - A la prévention des pollutions et nuisances,
  - A l'information de l'autorité de contrôle,
  - Les arrêtés mentionnés en annexes.
- La décision n° 2013-DC-0360 du 16 juillet 2013 ([Réf \[6\]](#), homologuée par arrêté du 9 août 2013 et modifiée par la décision n° 2016-DC-0569 du 29 septembre 2016) de l'Autorité de sûreté nucléaire fixe des dispositions relatives à la maîtrise des nuisances et de l'impact sur la santé et l'environnement des INB.

#### **2.4. RÉGLEMENTATION RELATIVE AUX APPAREILS À PRESSION**

En vue de la protection des intérêts mentionnés à l'article L.593-1 du code de l'environnement, la construction et l'utilisation des équipements sous pression spécialement conçus pour les installations nucléaires de base sont soumis à des règles générales et des prescriptions particulières.

Le contexte réglementaire des appareils à pression a évolué dans le cadre :

- de la transposition dans le droit français des exigences de la directive européenne 97/23/CE du 29 mai 1999 relative "au rapprochement des législations des Etats membres concernant les équipements sous pression" ;
- du code de l'environnement<sup>4</sup> codifiant les dispositions relatives à la transparence et à la sécurité en matière nucléaire ;
- notamment du code l'environnement, Livre V, Titre IX, Chapitre V (partie réglementaire), section 2<sup>5</sup>

L'article 5.1 du titre V de l'arrêté du 7 février 2012 modifié précise que les dispositions relatives aux équipements sous pression spécialement conçus pour les installations nucléaires de base sont fixées par les arrêtés du 10 novembre 1999 et du 30 décembre 2015.

La nouvelle réglementation conduit à distinguer les équipements sous pression nucléaire (tel que défini par l'arrêté du 30 décembre 2015 relatif aux équipements sous pression nucléaires et à certains accessoires de sécurité destinés à leur protection) des autres équipements sous pression.

4. L'article L.592-24 du code de l'environnement précise : « Le contrôle du respect des dispositions relatives aux appareils sous pression implantés dans une installation nucléaire de base peut être assuré par des agents désignés par l'Autorité de sûreté nucléaire parmi les agents placés sous son autorité... ».

L'article L.593-4 eu code de l'environnement stipule : « Pour protéger les intérêts [... les INB...] sont soumis à des règles générales applicables à toutes ces installations .... Il en est de même pour la **construction et l'utilisation des équipements sous pression spécialement conçus pour ces installations.** ».

5. La section 2 est consacrée aux «équipements sous pression nucléaires ». Cf. l'article R.595-3 : « *Les autres dispositions réglementaires applicables aux équipements sous pression nucléaires figurent au chapitre VII du titre V du présent livre, notamment à ses sections 12 et 14* ».

### 2.4.1. ÉQUIPEMENTS SOUS PRESSION

La directive 97/23/CE relative à la conception et à la fabrication des équipements sous pression a été transposée en droit français sous la forme de 2 textes :

- le décret n°99-1046 du 13 décembre 1999 relatif aux équipements sous pression, qui a été par la suite abrogé par le décret n° 2016-1925 du 28 décembre 2016 relatif au suivi en service des appareils à pression, amenant la création de la section 14 "Suivi en service des équipements sous pression, des récipients à pression simples et des équipements sous pression nucléaires" du chapitre VII du titre V du livre V du code de l'environnement,
- l'arrêté du 21 décembre 1999 relatif à la classification et à l'évaluation de la conformité des équipements sous pression, qui a été par la suite abrogé par l'arrêté du 20 novembre 2017 relatif au suivi en service des équipements sous pression et des récipients à pression simples.

### 2.4.2. ÉQUIPEMENTS SOUS PRESSION NUCLÉAIRES

Ils sont soumis à :

- l'arrêté du 30 décembre 2015 modifié relatif aux équipements sous pression nucléaires et à certains accessoires de sécurité destinés à leur protection, qui a abrogé l'arrêté du 12 décembre 2005 relatif aux équipements sous pression nucléaire (ce texte rendait caduques les règles techniques relatives à la construction des futurs CPP (Circuit Primaire Principal) et CSP (Circuits Secondaires Principaux)).  
Cet arrêté a été publié au *journal officiel* le 3 janvier 2016. Il définit les exigences essentielles de sécurité pour la conception et la fabrication des équipements sous pression nucléaires tels que définis à l'article R. 557-12-1 du code de l'environnement. Il est pris en application des articles du chapitre VII du titre V du livre V du code de l'environnement.  
Ces exigences sont graduées en trois niveaux correspondant aux niveaux de classement nucléaire des équipements sous pression prévus à l'article R. 557-12-3 du code de l'environnement. Le classement des circuits ou parties de circuits ne faisant pas partie du CPP ou CSP est déterminé à partir de l'activité contenue dans les récipients (réservoirs et échangeurs) de ces circuits (voir § 2.4.3.). L'arrêté rend applicables aux équipements sous pression nucléaires certaines dispositions de la réglementation applicables aux autres équipements sous pression.

Les circuits CPP et CSP sont de plus soumis à une réglementation spécifique constituée par :

- l'arrêté du 10 novembre 1999 modifié relatif à la surveillance de l'exploitation du CPP et du CSP des réacteurs nucléaires à eau sous pression (il abroge les dispositions relatives à la surveillance en exploitation de l'arrêté du 26 février 1974 et de la RFS II.3.8.).  
Cet arrêté définit les limites des circuits CPP et CSP ainsi que les exigences relatives à leur surveillance en exploitation (voir § 2.4.3.).

Enfin, la décision ASN n° 2016-DC-0571 du 11 octobre 2016 porte diverses dispositions relatives à la conformité des équipements sous pression nucléaires (homologuée par arrêté du 10 novembre 2016) [Réf \[13\]](#).

### 2.4.3. PRÉCISIONS COMPLÉMENTAIRES

#### 1) **Modalités d'application de l'arrêté du 30 décembre 2015 modifié qui a abrogé l'arrêté du 12 décembre 2005**

Pour déterminer le classement nucléaire des équipements prévu à l'article R. 557-12-3 du code de l'environnement, il est nécessaire :

- de connaître l'activité volumique des différents circuits. Cette activité est calculée sur la base des activités établies à partir d'un guide professionnel (référence ENTERP100171),
- de calculer, sur la base des activités des circuits, l'activité contenue dans chaque récipient contenant du fluide radioactif. Par récipient il faut entendre les réservoirs, échangeurs, colonnes de dégazage et évaporateurs.  
L'activité des récipients permet de déterminer leur niveau de classement nucléaire N ainsi que celui des lignes de tuyauteries connectées.

Le guide ASN n° 19 du 21 février 2013 présente les modalités d'application pour atteindre les objectifs que fixe l'arrêté du 12 décembre 2005. Il est applicable à la conception, la fabrication, et l'exploitation des équipements sous pression nucléaires, quel que soit le niveau et la catégorie de ces équipements. Le guide ASN n° 8 du 4 septembre 2012 explicite les principes et modalités d'intervention des organismes et organes d'inspection agréés par l'ASN pour l'évaluation de la conformité des équipements sous pression nucléaires. Cf. [§ 3.2.10.](#)

**Définition du CPP et du CSP**

L'arrêté du 10 novembre 1999 modifié définit les circuits CPP et CSP comme suit :

- circuit primaire principal d'une chaudière nucléaire à eau : l'appareil générateur que constitue l'ensemble des équipements sous pression de cette chaudière qui contiennent le fluide recevant directement l'énergie dégagée dans le combustible nucléaire et qui ne peuvent être isolés de façon sûre de celui d'entre eux où se trouve ce combustible. Il comprend les accessoires de sécurité et les accessoires sous pression jouant un rôle d'isolement,
- circuit secondaire principal d'une chaudière nucléaire à eau : chacun des appareils constitués par l'enceinte secondaire d'un des générateurs de vapeur de la chaudière et les tuyauteries qui ne peuvent en être isolées de façon sûre, y compris les accessoires de sécurité et les accessoires sous pression jouant un rôle d'isolement.

L'isolement sûr requiert deux organes d'isolement en série à l'exception des cas cités ci-dessous pour lesquels un seul organe d'isolement suffit :

- les canalisations du CPP dont le diamètre intérieur est inférieur à 25 mm ;
- les lignes vapeur du CSP (les lignes vapeur contiennent les lignes de protection et de décharge vapeur pour lesquelles les limites vont respectivement jusqu'aux soupapes de sûreté et aux vannes de réglages de contournement à l'atmosphère) ;
- les canalisations du CSP, autres que celles des lignes d'alimentation de secours situées à l'intérieur du bâtiment réacteur, dont le diamètre intérieur est inférieur à 100 mm ;
- les canalisations des lignes d'alimentation de secours situées à l'intérieur du bâtiment réacteur dans le cas où leur diamètre intérieur serait inférieur ou égal à 25 mm (les limites données par le dernier alinéa sont issues de la modification apportée à l'arrêté du 10 novembre 1999 par l'article 17 de l'arrêté du 12 décembre 2005) ;
- les canalisations conduisant à un accessoire de sécurité ; toutefois, si un organe d'isolement est situé en aval de l'organe de sécurité, le tronçon situé entre ces deux organes doit faire l'objet de précautions analogues à celles prévues pour l'appareil lui-même.

**2.5. RÉGLEMENTATION SPÉCIFIQUE À LA RADIOPROTECTION**

La directive 2013/59 EURATOM de décembre 2013 s'applique à toute situation d'exposition planifiée, d'exposition existante ou d'exposition d'urgence comportant un risque résultant de l'exposition à des rayonnements ionisants qui ne peut être négligée du point de vue de la protection contre les rayonnements. Elle fixe à 1 mSv/an la dose efficace maximale pour le public, et à 20 mSv sur une année quelconque. Il convient de noter que les effets de la radioactivité sur l'organisme ne sont pas de nature différente selon que la radioactivité est d'origine naturelle ou artificielle. À titre indicatif, l'irradiation naturelle moyenne est de 2,5 mSv/an, mais il faut préciser que les limites de dose ci-dessus concernent les doses ajoutées par l'activité humaine. En comparaison avec les doses naturelles, l'impact dosimétrique des installations nucléaires est faible.

En France, les dispositions relatives à la protection contre les rayonnements ionisants sont prévues dans différents corpus juridiques :

**- Le code de l'environnement :**

- l'article L.593-42 précise que les règles générales, prescriptions et mesures prises en application du présent chapitre et des chapitres V et VI pour la protection de la santé publique, lorsqu'elles concernent la radioprotection des travailleurs, portent sur les mesures de protection collectives qui relèvent de la responsabilité de l'exploitant et de nature à assurer le respect des principes de radioprotection définis à l'article L. 1333-2 du code de la santé

publique. Elles s'appliquent aux phases de conception, d'exploitation et de démantèlement de l'installation et sont sans préjudice des obligations incombant à l'employeur en application des articles L. 4121-1 et suivants du code du travail,

- l'article R.593-18 précise notamment que la version préliminaire du rapport de sûreté expose les risques radiologiques présentés par l'installation et les dispositions retenues en matière de radioprotection collective relevant de la responsabilité de l'exploitant, y compris celles découlant de la conception, de nature à assurer le respect des principes de radioprotection définis à l'article L. 1333-2 du code de la santé publique, y compris dans des conditions normales d'exploitation.

- **Le code de la santé publique :**

- les articles L.1333-1 et suivants posant les principes de la radioprotection ; à savoir la justification, l'optimisation et la limitation,
- les articles R.1333-1 à R.1333-175 du code de la santé publique relatifs à la protection des personnes contre les dangers des rayonnements ionisants,
- l'arrêté du 1<sup>er</sup> septembre 2003 relatif à la définition des modalités de calcul des doses efficaces et des doses équivalentes résultant de l'exposition des personnes aux rayonnements ionisants,
- l'arrêté du 8 juillet 2008 portant homologation de la décision n°2008-DC-0099 de l'ASN du 29 avril 2008 portant organisation du réseau national de mesures de la radioactivité de l'environnement et fixant les modalités d'agrément des laboratoires, pris en application des dispositions des articles R.1333-11 et R.1333-11-1 du code de la santé publique. Cette décision a été depuis modifiée par les décisions de l'ASN n° 2015-DC-0500 du 26 février 2015 et n° 2018-DC-0648 du 16 octobre 2018,
- la décision n° 2010-DC-0191 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 22 juillet 2010 fixant les conditions et les modalités d'agrément des organismes mentionnés à l'article R.1333-95 du code de la santé publique homologuée tacitement en date du 3 novembre 2010 (sachant que cet article R.1333-95 du code de la santé publique a été transféré à l'article R.1333-172 de ce même code).

- **Le code du travail :**

- le chapitre 1<sup>er</sup> du titre V du livre IV de la quatrième partie du code du travail relatif à la prévention des risques d'exposition des travailleurs aux rayonnements ionisants (art. R. 4451-1 et suivants du code du travail). Notamment, les niveaux de références en situation d'urgence radiologique sont définis à l'article R.4451-11,
- l'arrêté du 15 mai 2006 modifié relatif aux conditions de délimitation et de signalisation des zones surveillées et contrôlées et des zones spécialement réglementées ou interdites compte tenu de l'exposition aux rayonnements ionisants, ainsi qu'aux règles d'hygiène, de sécurité et d'entretien qui y sont imposées,
- l'arrêté du 26 juin 2019 relatif à la surveillance individuelle de l'exposition des travailleurs aux rayonnements ionisants,
- l'arrêté du 21 décembre 2007 portant homologation de la décision n°2007-DC-0074 de l'ASN du 29 novembre 2007 modifié par l'arrêté du 24 novembre 2009 portant homologation de la décision n° 2009-DC-0151 de l'ASN du 17 juillet 2009 fixant la liste des appareils ou catégories d'appareils pour lesquels la manipulation requiert le certificat d'aptitude mentionné au premier alinéa de l'article R.231-91 du code du travail,
- l'arrêté du 23 octobre 2020 relatif aux mesurages réalisés dans le cadre de l'évaluation des risques et aux vérifications de l'efficacité des moyens de prévention mis en place dans le cadre de la protection des travailleurs contre les risques dus aux rayonnements ionisants.

Il résulte de l'ensemble de ces textes des limites de dose efficace selon les catégories de personnes (travailleurs et population).

## **2.6. RÉGLEMENTATION SPÉCIFIQUE À LA GESTION DES DÉCHETS**

Les textes clés de la réglementation, porteurs du prescriptif, sont les suivants :

- Les articles L/R.541-1 et suivants du code de l'environnement sur les déchets non radioactifs.
- Les articles L/R. 542-1 et suivants du code de l'environnement sur les déchets radioactifs.
- Le décret n° 2017-231 du 23 février 2017 pris pour l'application de l'article L. 542-1-2 du code de l'environnement et établissant les prescriptions du Plan national de gestion des matières et des déchets radioactifs.
- L'arrêté du 7 février 2012 modifié, Titre VI « Gestion des déchets ».
- La décision [Réf \[10\]](#) n° 2015-DC-0508 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 21 avril 2015 relative à l'étude sur la gestion des déchets et au bilan des déchets produits dans les installations nucléaires de base<sup>6</sup>.

## **2.7. DISPOSITIONS RELATIVES AUX INCIDENTS ET ACCIDENTS**

L'exploitant met en œuvre une organisation, des moyens matériels et humains et des méthodes d'intervention propres, en cas de situation d'urgence, de manière à assurer la meilleure maîtrise possible de la situation, mais également pour prévenir, retarder ou limiter les conséquences à l'extérieur du site.

Les textes réglementaires portant des exigences dans ce domaine sont les suivants :

- L'article L.591-5 du Code de l'Environnement précise les modalités de déclaration de tout incident ou accident, nucléaire ou non, ayant ou risquant d'avoir des conséquences pour la sûreté.
- Les dispositions du code de la sécurité intérieure sur la sécurité civile.
- Le Décret n° 2014-1253 du 27 octobre 2014 relatif aux dispositions des livres III, VI et VII de la partie réglementaire du code de la sécurité intérieure.
- L'arrêté du 4 novembre 2005 modifié relatif à l'information des populations en cas de situation d'urgence radiologique.
- L'arrêté du 8 décembre 2005 modifié relatif au contrôle d'aptitude médicale, à la surveillance radiologique et aux actions de formation ou d'information au bénéfice des personnels intervenants engagés dans la gestion d'une situation d'urgence radiologique.
- L'arrêté du 10 mars 2006 modifié relatif à l'information des populations pris en application de l'article R. 741-30 du code de la sécurité intérieure.
- L'arrêté du 23 mars 2007 modifié relatif aux caractéristiques techniques du signal national d'alerte.
- L'arrêté du 20 novembre 2009 portant homologation de la décision n°2009-DC-0153 de l'ASN du 18 août 2009 relative aux niveaux d'intervention en situation d'urgence radiologique.
- La loi n°88-1252 du 30 décembre 1988 modifiée autorisant l'approbation d'une convention sur l'assistance en cas d'accident nucléaire ou de situation d'urgence radiologique, signée par la France à Vienne le 26 septembre 1986.
- L'arrêté du 7 février 2012 modifié porte dans son titre VII des dispositions pour la préparation et la gestion des situations d'urgence.

## **2.8. AUTRES RÉGLEMENTATIONS FRANÇAISES**

Comme tous les établissements industriels, les centrales nucléaires dont Flamanville 3 sont soumises à d'autres règles dont notamment :

6. Les exigences du titre III « Plan de zonage déchets » de cette décision n°2015-DC-0508 sont explicitées dans le guide de l'ASN n°23 du 30/08/2016 : établissement et modification du plan de zonage déchets des installations nucléaires de base.

- aux prescriptions réglementaires du Service des Mines,
- au code de santé publique,
- au code du travail,
- au code de l'urbanisme,
- au code de la défense (point d'importance vitale et installation abritant des matières nucléaires),
- au code des transports,
- au code de l'énergie,
- au code général de la propriété des personnes publiques (occupation du domaine public).

## **2.9. TEXTES INTERNATIONAUX**

### **Textes internationaux de portée générale**

Il convient de mentionner la « Convention sur la sûreté nucléaire du 17 juin 1994 » qui pose les 3 objectifs suivants :

- 1) atteindre et maintenir un haut niveau de sûreté nucléaire dans le monde entier grâce à l'amélioration des mesures nationales et de la coopération internationale, et notamment, s'il y a lieu, de la coopération technique en matière de sûreté nucléaire ;
- 2) établir et maintenir, dans les installations nucléaires, des défenses efficaces contre les risques radiologiques potentiels afin de protéger les individus, la société et l'environnement contre les effets nocifs des rayonnements ionisants émis par ces installations ;
- 3) prévenir les accidents ayant des conséquences radiologiques et atténuer ces conséquences au cas où de tels accidents se produiraient.

Le texte de cette convention a été publié au Journal Officiel sous la forme d'un décret : « Décret n°96-972 du 31 octobre 1996 portant publication de la Convention sur la sûreté nucléaire, signée à Vienne le 20 septembre 1994 » . Il est entré en vigueur le 24 octobre 1996.

Cette Convention a été complétée par la « Convention commune sur la sûreté de la gestion du combustible usé et sur la sûreté de la gestion des déchets radioactifs », adoptée à Vienne le 5 septembre 1997, à laquelle la France participait, qui pose les 3 objectifs suivants :

- 1) atteindre et maintenir un haut niveau de sûreté dans le monde entier en matière de gestion du combustible usé et des déchets radioactifs, grâce au renforcement des mesures nationales et de la coopération internationale, y compris, s'il y a lieu, de la coopération technique en matière de sûreté ;
- 2) faire en sorte qu'à tous les stades de la gestion du combustible usé et des déchets radioactifs il existe des défenses efficaces contre les risques potentiels afin que les individus, la société et l'environnement soient protégés, aujourd'hui et à l'avenir, contre les effets nocifs des rayonnements ionisants, de sorte qu'il soit satisfait aux besoins et aux aspirations de la génération actuelle sans compromettre la capacité des générations futures de satisfaire les leurs ;
- 3) prévenir les accidents ayant des conséquences radiologiques et atténuer ces conséquences au cas où de tels accidents se produiraient à un stade quelconque de la gestion du combustible usé ou des déchets radioactifs.

Le texte de cette convention a également été publié au *journal officiel* sous la forme d'un décret : « Décret n°2001-1053 du 5 novembre 2001 portant publication de la convention commune sur la sûreté de la gestion du combustible usé et sur la sûreté de la gestion des déchets radioactifs, faite à Vienne le 5 septembre 1997 ».

### **Textes communautaires**

Il s'agit de textes émis par l'Union Européenne ou ses émanations.

**Directives de l'Union européennes** : elles doivent être transposées dans le droit national de chaque état membre dans un délai fixé, et deviennent obligatoires sous cette forme. Ces directives européennes ont déjà été citées au niveau des sections traitant des textes réglementaires français (paragraphe [§ 2.1.](#) à [§ 2.7.](#)).

**Textes Euratom** : la Communauté Européenne de l'Énergie Atomique (Euratom) a publié un Traité et des Directives qui concernent essentiellement la radioprotection. Ces directives, sont à respecter par les Etats membres.

- Traité instituant la Communauté européenne de l'énergie atomique du 17 avril 1957 (ou Traité EURATOM<sup>7</sup>) notamment le chapitre III - protection sanitaire – articles 31 – 35 – 36 – 37 et 77, 78.
- Directives communautaires (publiées au journal Officiel des Communautés Européennes).

La directive n°2009/71/Euratom du 25 juin 2009, modifiée par la directive du 8 juillet 2014 prenant en particulier en compte le retour d'expérience de l'accident de Fukushima-Daiichi, instaure un cadre communautaire en matière de sûreté nucléaire et ouvre la voie à la mise en place d'un cadre juridique commun dans le domaine de la sûreté nucléaire entre tous les États membres.

Cette directive définit les obligations fondamentales et les principes généraux en la matière. Elle renforce le rôle des organismes de réglementation nationaux, contribue à l'harmonisation des exigences de sûreté nucléaire entre les États membres pour le développement d'un haut niveau de sûreté des installations et garantit un haut niveau de transparence sur ces questions.

La directive comporte des prescriptions dans les domaines de la coopération entre Autorités de sûreté nucléaire, notamment l'instauration d'un mécanisme de revue par les pairs, de la formation des personnels, du contrôle des installations nucléaires et de la transparence envers le public. Elle renforce à ce titre l'action de coopération des États membres.

Elle donne un cadre aux travaux d'harmonisation menés par l'association WENRA des chefs des autorités de sûreté européennes.

La directive 2011/70 Euratom du 19 juillet 2011 établit un cadre communautaire pour la gestion responsable et sûre du combustible usé et des déchets radioactifs. Cette directive couvre tous les aspects de la gestion des déchets radioactifs et du combustible usé, depuis leur production jusqu'au stockage de long terme. Elle rappelle la responsabilité première des producteurs et la responsabilité en dernier ressort de chaque Etat-membre d'assurer la gestion des déchets produits sur son territoire, en veillant à prendre les dispositions nécessaires pour garantir un niveau élevé de sûreté et pour protéger les travailleurs et le public des dangers des rayonnements ionisants. Enfin, elle définit des obligations relatives à la sûreté de la gestion des déchets radioactifs et du combustible usé.

La directive Euratom 2013/59 du 5 décembre 2013 fixant les normes de base relatives à la protection sanitaire contre les dangers résultant de l'exposition aux rayonnements ionisants. Elle abroge les directives 89/618/Euratom, 90/641/Euratom, 96/29/Euratom, 97/43/Euratom et 2003/122/Euratom.

### **3. RÉFÉRENTIEL NON RÉGLEMENTAIRE PRIS EN COMPTE**

En matière d'exigence, l'usage reconnaît deux niveaux :

7. Le traité EURATOM, signé en 1957 et entré en vigueur en 1958 dans un contexte de déficit en énergie, a pour objectif le développement de l'énergie nucléaire en assurant la protection de la population et des travailleurs contre les effets nocifs des rayonnements ionisants. Le chapitre III du titre II du traité EURATOM traite de la protection sanitaire liée aux rayonnements ionisants. Les articles 35 (mise en place des moyens de contrôle du respect des normes), 36 (information de la Commission sur les niveaux de radioactivité dans l'environnement) et 37 (information de la Commission sur les projets de rejet d'effluents) traitent des questions de rejet et de protection de l'environnement. Les dispositions en matière d'information de la Commission ont été intégrées dans le décret du 2 novembre 2007. En particulier les décrets d'autorisation de création d'INB, de modification entraînant des augmentations de valeurs limite de rejets ou de mise à l'arrêt définitif ne sont pris qu'après avis de la Commission.

- la prescription qui présente un caractère impératif et juridiquement contraignant. Les critères à respecter afin de prétendre à la conformité, les modalités d'application, sont explicités et justifiés dans le support (document) du référentiel, aucun écart n'est permis.
- la recommandation qui ne présente pas ce caractère impératif ou juridiquement contraignant, mais qui est d'application conseillée pour prétendre à la conformité.

**Les textes du référentiel non réglementaire pris en compte sont des recommandations (à la base de la pyramide réglementaire).**

### **3.1. DIRECTIVES TECHNIQUES**

En septembre 2004, l'Autorité de sûreté nucléaire a transmis les Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée (appelées ci-après DT) [Réf \[1\]](#).

Ces DT présentent l'opinion du Groupe Permanent chargé des réacteurs nucléaires (GPR) concernant la philosophie et l'approche de sûreté, ainsi que les exigences générales de sûreté à appliquer pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires de type REP (réacteurs nucléaires à eau pressurisée). Elles reprennent de manière structurée et ordonnée l'ensemble des recommandations élaborées par les experts français et allemands et entérinées par l'ASN durant les phases d'examen des principales options de sûreté du projet EPR dit « FLA 3 » (avant projet puis avant projet détaillé).

Ces directives ont été adoptées en octobre 2000.

### **3.2. RÈGLES FONDAMENTALES DE SÛRETÉ ET GUIDES ASN**

Les Règles Fondamentales de Sûreté (« RFS ») et les guides sont des règles émises par l'Autorité de Sûreté française ; seules celles relatives aux centrales REP (centrales à eau sous pression) sont traitées ci-après.

Chaque RFS ou guide explicite les conditions dont le respect est, pour le type considéré d'installation et pour l'objet dont elle traite, jugé comme valant conformité avec la pratique réglementaire technique française. L'exploitant pourra ne pas l'appliquer s'il apporte la preuve que les objectifs de sûreté nucléaire visés par la règle sont atteints par d'autres moyens qu'il propose dans le cadre des procédures réglementaires.

Les RFS ont été émises de 1980 à nos jours et leur domaine d'application concerne explicitement les « centrales REP », sans limite dans le temps (si le décret d'autorisation de création est postérieur de plus d'un an à la publication de la RFS en général). Elles sont donc, en principe, applicables à FLA 3.

Conformément à la lettre DGSNR [Réf \[2\]](#), dans certains cas les exigences des Directives Techniques (DT) et celles des RFS peuvent ne pas être compatibles. Lorsque de tels cas se présentent, le référentiel technique constitué par les DT prime pour le réacteur FLA 3.

Toutes les RFS existantes sont brièvement examinées ci-après et il est indiqué si chacune d'entre elles est applicable à FLA 3, non applicable à FLA 3 ou sans objet. Ces RFS sont progressivement remplacées par des guides de l'ASN (par exemple, le guide sur les inondations externes remplace la RFS I.2.e).

#### **3.2.1. RFS NUMÉRO I.2.A (05/08/1980) – RISQUES LIÉS AUX CHUTES D'AVIONS**

##### Principaux points et/ou principales divergences par rapport aux Directives Techniques

La RFS demande une évaluation de la fréquence d'endommagement des trois fonctions de sûreté principales et identifie les caractéristiques du missile correspondant à l'agression qu'il est admis de considérer. La conception est considérée comme acceptable si la fréquence d'un dégagement inacceptable de substances radioactives est inférieure à une valeur déterminée, qui est un objectif probabiliste.

Les Directives Techniques fixent globalement un objectif probabiliste pour l'ensemble des agressions (A.2.5). Ces DT considèrent que cet objectif peut être traité par une approche déterministe basée sur les diagrammes charge-temps C1 et C2 représentant la chute d'un avion militaire à utiliser pour le bâtiment du réacteur (BR), le bâtiment du combustible (BK) et certains bâtiments auxiliaires (F2.2.2).

#### Conclusion

**L'objectif de la RFS numéro I.2.a est applicable à FLA 3.** Néanmoins, la démarche de conception retenue découlant notamment des directives techniques, est plus contraignante.

#### **3.2.2. RFS NUMÉRO I.2. B (05/08/1980) – ÉMISSION DE PROJECTILES PAR SUITE DE L'ÉCLATEMENT DES GROUPES TURBO-ALTERNATEURS**

##### Principaux points et/ou principales divergences par rapport aux Directives Techniques

La RFS demande :

- des dispositions de conception et de suivi contre les ruptures de la partie basse pression de la turbine,
- l'évaluation pour un tel missile de la probabilité de conséquences inacceptables,
- l'installation de mesures de protection appropriées, si cette probabilité est significativement supérieure à  $10^{-2}$ .

Les exigences des DT (section F.1.2.5) sont moins détaillées mais expriment la même idée.

#### Conclusion

**La RFS numéro I.2.b est applicable à FLA 3.**

#### **3.2.3. RFS NUMÉRO 2001-01 (RFS-I.1.c du 31/05/2001) (RÉVISION DE LA RFS NUMÉRO I.2.C DE 1981) – RISQUE SISMIQUE**

##### Principaux points et/ou principales divergences par rapport aux Directives Techniques

La RFS définit comment déterminer le Séisme Maximal Historiquement Vraisemblable (SMHV) et le Séisme Majoré de Sécurité (SMS) pour un site donné et comment déterminer les mouvements à utiliser pour la conception de la centrale.

En complément de l'objectif probabiliste global (A.2.5), les DT (section F.2.2.1) identifient deux possibilités pour la conception sismique d'une tranche : dimensionner avec des spectres et des valeurs d'accélération spécifiques au site ou dimensionner en utilisant des spectres standardisés. Dans tous les cas, le concepteur doit prouver que les spectres spécifiques au site sont enveloppés par les spectres utilisés (il faut vérifier que les spectres retenus pour la conception de l'installation enveloppent les spectres de réponse associés aux Séismes Majorés de Sécurité. Ce caractère enveloppe est établi en fonction des paramètres décrivant les mouvements du sol associés aux SMS).

La RFS et les DT sont complémentaires.

#### Conclusion

**La RFS numéro 2001-01 est applicable à FLA 3.**

#### **3.2.4. RFS NUMÉRO I.2.D (07/05/1982) – RISQUES LIÉS À L'ENVIRONNEMENT INDUSTRIEL ET AUX VOIES DE COMMUNICATION**

##### Principaux points et/ou principales divergences par rapport aux Directives Techniques

La RFS définit un objectif probabiliste et demande de considérer une onde de pression d'explosion de référence avec les paramètres suivants : forme triangulaire à front raide, valeur maximale 0,05 bar, durée 0,3 s.

En complément de l'objectif probabiliste global (A.2.5), les Directives Techniques jugent acceptable de considérer une onde de pression d'explosion de référence avec les paramètres suivants : forme triangulaire à front raide, valeur maximale 0,1 bar, durée 0,3 s.

#### Conclusion

**L'objectif de la RFS numéro I.2.d est applicable à FLA 3.** Néanmoins, la démarche de conception retenue découlant des directives techniques est plus contraignante.

#### **3.2.5. GUIDE N°13 DE L'ASN (AVRIL 2013 ; ABROGE LA RFS NUMÉRO I.2.E DU 12/04/1984) – RISQUE D'INONDATION D'ORIGINE EXTERNE**

##### Principaux points et/ou principales divergences par rapport aux Directives Techniques

La règle fondamentale de sûreté (RFS) 1.2.e du 12 avril 1984 définit la « Prise en compte du risque inondation d'origine externe » pour les INB comportant un réacteur à eau sous pression.

Comme suite à l'inondation partielle du site du Blayais lors de la tempête qui a balayé la France en décembre 1999, la démarche dite « REX-Blayais » est issue :

- d'une part, du plan d'actions mis en œuvre par EDF suite à cet incident afin de réaliser l'inventaire puis le réexamen des différentes hypothèses en terme de protection contre l'inondation externe qui ont prévalu à la conception,
- et d'autre part, des demandes formulées par l'ASN dans le cadre de l'instruction des deux réunions des groupes permanents tenues en décembre 2001 puis en mars 2007.

La démarche « REX Blayais » est prise en compte pour la conception de FLA 3.

Ce « REX Blayais » a conduit également, en mars 2005, l'ASN à initier une révision de la RFS 1.2.e, via la rédaction du Guide n°13 de l'ASN relatif à la protection contre les inondations qui a vocation à remplacer cette dernière. Le Guide n°13 reprend en grande partie les aléas, combinaisons d'aléas et les principes de dispositifs de protection définis dans le cadre de la démarche « REX Blayais ».

Les recommandations du Guide n°13 ont été élaborées pour la conception de nouvelles installations à venir pour lesquelles il est d'application immédiate. Pour les installations existantes, les réexamens de sûreté décennaux des différents paliers constitueront le cadre général de vérification, sur la base du Guide n°13, de la suffisance de la protection des tranches vis à vis du risque d'inondation externe.

Comme suite à la tenue le 24 avril 2012 des Groupes permanents « Réacteurs » et « Usines », la publication du guide est intervenue le 11 avril 2013, après validation par le Collège des Commissaires.

#### Conclusion

Le guide note dans ses principes de vérification des dispositions de conception que dans le cas d'une installation existante dont la conception ne tiendrait pas compte de ses recommandations, il conviendra de déterminer si, le cas échéant après mise en œuvre de certaines améliorations, un niveau suffisant de protection des intérêts mentionnés à l'article L.593-1 du code de l'environnement peut être obtenu. **Pour FLA 3 cette vérification est conduite au travers de la constitution d'un dossier de robustesse.**

#### **3.2.6. RFS NUMÉRO I.3.A (05/08/1980) – UTILISATION DU CRITÈRE DE DÉFAILLANCE UNIQUE DANS LES ANALYSES DE SÛRETÉ**

##### Principaux points et/ou principales divergences par rapport aux Directives Techniques

Cette RFS définit les défaillances actives et passives et présente le critère de défaillance unique qui est utilisé pour la conception de certains systèmes.

Les directives techniques (C.2.1 et G3) sont plus précises notamment dans la définition des défaillances actives et passives et des exceptions associées. Elles imposent également la réalisation d'études de sensibilité en cas de défaillances passives avant 24 heures ou avec un taux de fuite supérieur à 200 l/mm.

Comme indiqué précédemment (voir [§ 3.2.](#)), lorsque les directives techniques présentent des évolutions par rapport à la RFS tant au niveau des définitions (défaillances actives ou passives) qu'au niveau des modalités d'application (possibilités d'exclusion, études de sensibilité) se sont elles qui prévalent.

Les systèmes auxquels s'applique le critère de défaillance unique ne sont pas strictement ceux fournis en annexe 2 de la RFS. Pour FLA 3, ce critère s'applique à l'ensemble des systèmes classés F1A ou F1B (voir paragraphe 3.2 de la section 3.2.1 et section 3.2.2).

#### Conclusion

**Le principe de la RFS I.3.a est applicable à FLA 3.** Toutefois, lorsque les directives techniques présentent des évolutions par rapport à la RFS, ce sont elles qui prévalent.

#### **3.2.7. RFS NUMÉRO I.3.B (08/06/1984) – INSTRUMENTATION SISMIQUE**

##### Principaux points et/ou principales divergences par rapport aux Directives Techniques

La RFS demande qu'en cas de séisme, une instrumentation sismique émette des alertes et indique immédiatement le niveau perçu par la centrale, et permette ainsi à l'opérateur de prendre les mesures appropriées.

Ce point n'est pas explicitement présenté dans les Directives Techniques.

#### Conclusion

**RFS numéro I.3.b est applicable à FLA 3.**

#### **3.2.8. RFS NUMÉRO I.3.C (01/08/1985) – ÉTUDES GÉOLOGIQUES ET GÉOTECHNIQUES DU SITE (CARACTÉRISTIQUES DES SOLS ET COMPORTEMENT DES TERRAINS)**

##### Principaux points et/ou principales divergences

La RFS demande de déterminer les caractéristiques des sols et le comportement des terrains et définit les méthodes associées.

Ce point n'est pas explicitement présenté dans les Directives Techniques.

#### Conclusion

**La RFS numéro I.3.c est applicable à FLA 3.**

#### **3.2.9. RFS NUMÉRO II.2.2. A REVISION 1 (31/12/1985) – CONCEPTION DU SYSTEME D'ASPERSION DE L'ENCEINTE**

La conception du réacteur EPR ne fait pas appel à un système de sauvegarde (voir sous-chapitre 0) assurant une aspersion de l'enceinte. Cette RFS concerne les systèmes d'aspersion jouant un rôle de système de sauvegarde et n'est donc pas applicable au réacteur EPR.

#### Conclusion

La RFS numéro II.2.2.a révision 1 n'est **pas applicable à FLA 3**.

### **3.2.10. RFS NUMÉRO II.3.8 (08/06/1990), GUIDES N° 8 DU 4/9/2012 ET N° 19 DU 21/2/2013 – CONSTRUCTION ET EXPLOITATION DU CSP**

La RFS donnait des règles pour la construction et l'exploitation du circuit secondaire principal. Les exigences relatives à la construction du CSP sont maintenant l'objet de l'arrêté du 30 décembre 2015 modifié relatif aux équipements sous pression nucléaire (voir [§ 2.4.](#)).

Par ailleurs l'Arrêté du 10/11/1999 modifié relatif à la surveillance en exploitation des CPP et CSP" a abrogé la partie exploitation de la RFS (voir [§ 2.4.](#)).

Le guide n°8 du 04/09/2012 «Evaluation de la conformité des équipements sous pression nucléaires» a pour objet d'expliciter les principes et modalités d'intervention des organismes et organes d'inspection agréés par l'ASN pour l'évaluation de la conformité des équipements sous pression nucléaires et des ensembles en contenant.

Le guide n°19 du 21/02/2013 «Application de l'arrêté du 12/12/2005 relatif aux ESPN» est applicable à la conception, la fabrication, l'évaluation de la conformité et l'exploitation des équipements sous pression nucléaires, quel que soit le niveau et la catégorie de ces équipements, ainsi que des ensembles comprenant au moins un de ces ESPN.

#### Conclusion

**La RFS numéro II.3.8 n'est pas applicable à FLA 3. Les guides n°8 du 04/09/2012 et n°19 du 21/02/2013 sont applicables.**

### **3.2.11. RFS NUMÉRO II.4.1.A (15/05/2000) – CONCEPTION, RÉALISATION, MISE EN OEUVRE ET EXPLOITATION DES LOGICIELS DES SYSTÈMES ÉLECTRIQUES CLASSÉS DE SÛRETÉ**

#### Principaux points et/ou principales divergences par rapport aux Directives Techniques

La RFS donne les principes et les exigences applicables à la conception, la production, l'installation et l'exploitation des logiciels des systèmes de sûreté.

Les exigences de cette RFS s'appuient sur la définition des systèmes de sûreté classés 1E qui n'existent pas dans FLA 3 (voir RFS numéro IV.2.b), Cette RFS n'est pas formellement applicable à FLA 3. Elle est néanmoins considérée comme applicable aux systèmes de sûreté FLA 3 en considérant les transpositions suivantes :

- les exigences relatives aux logiciels des systèmes programmés classés auparavant « 1E » s'appliquent à ceux désormais classés « F1A »,
- les exigences relatives aux logiciels des systèmes programmés auparavant classés de sûreté – non classés 1E à ceux classés désormais « F1B » .

#### Conclusion

**La RFS numéro II.4.1.a n'est formellement pas applicable à FLA 3.** Néanmoins, cette RFS est considérée comme applicable moyennant les transpositions de classement 1E/F1A et classée de sûreté non 1E/F1B (cf. lettre DGSNR [Réf \[2\]](#)).

### **3.2.12. RFS NUMÉRO IV.1. A (21/12/1984) – CLASSEMENT DES MATÉRIELS MÉCANIQUES, SYSTÈMES ÉLECTRIQUES, STRUCTURES ET OUVRAGES DE GÉNIE CIVIL**

#### Principaux points et/ou principales divergences par rapport aux Directives Techniques

La RFS définit ce que signifie "classés de sûreté" pour tous les équipements ou structures contribuant à l'intégrité de l'enveloppe de pression du circuit primaire, l'arrêt sûr du réacteur, la prévention des accidents et la limitation de leurs conséquences radiologiques. La RFS explique ensuite comment

déterminer la classe de sûreté de chaque catégorie d'équipements ou de structures : mécanique, électrique, ouvrages de Génie civil.

Les Directives Techniques (B.2.1) définissent un classement de sûreté sur une base notablement différente : par exemple, classement fonctionnel, définition d'un état contrôlé et d'un état d'arrêt sûr, classement mécanique pour un rôle de barrières...

Sans entrer dans des explications plus détaillées, on peut considérer que les deux approches de classement ne sont pas comparables.

#### Conclusion

**La RFS numéro IV.1.a n'est pas applicable à FLA 3.**

#### **3.2.13. RFS NUMÉRO IV.2. A (21/12/1984) – CONCEPTION DES MATÉRIELS MÉCANIQUES CLASSÉS DE SÛRETÉ, VÉHICULANT OU CONTENANT UN FLUIDE SOUS PRESSION ET CLASSÉS DE NIVEAUX 2 ET 3**

##### Principaux points et/ou principales divergences par rapport aux Directives Techniques

Les « niveaux de classement 2 et 3 » n'ont pas de signification conformément aux Directives Techniques.

#### Conclusion

**La RFS numéro IV.2.a n'est pas applicable à FLA 3.**

#### **3.2.14. RFS NUMÉRO IV.2. B (31/07/1985) – CONCEPTION, QUALIFICATION, MISE EN OEUVRE ET EXPLOITATION DES MATÉRIELS ÉLECTRIQUES APPARTENANT AUX SYSTÈMES ÉLECTRIQUES CLASSÉS DE SÛRETÉ**

##### Principaux points et/ou principales divergences par rapport aux Directives Techniques

La RFS donne une liste d'exigences concernant les matériels électriques classés de sûreté (1E ou non 1E), en termes de conception, de qualification, d'exploitation et d'essais périodiques.

Les DT (B.2.1) contiennent des exigences semblables (et non identiques) mais qui s'appliquent aux systèmes ou aux matériels classés sur une autre base (voir RFS IV.1.a). Le résultat est évidemment différent.

Néanmoins, cette RFS est applicable dans ces principes sur la base des transpositions utilisées dans le cadre de l'application de la RFS II.4.1.a (voir [§ 3.2.11.](#)).

Concernant les exigences de cette RFS présentées au paragraphe 3 de la RFS (classement sismique, redondance, indépendance continuité de la fourniture en énergie électrique qualification et essais périodiques), elles sont applicables aux matériels classés F1A. Les exigences du paragraphe 3.2.2 de la RFS sont applicables aux matériels classés F1B.

Toutefois, pour la qualification, seuls les principes sont applicables. Les modalités pratiques de qualification retenues pour FLA 3 sont en évolution par rapport à la RFS. En particulier, les profils standards de qualification K1, K2 et K3 ne sont plus proposés en tant que tel pour la qualification des matériels de FLA 3 aux conditions accidentelles.

La démarche de qualification retenue pour FLA 3 (présentée au sous-chapitre 3.7) s'appuie sur une définition plus précise du requis (utilisation de plusieurs familles de condition d'ambiance) et sur l'utilisation de plusieurs méthodes de qualification (RCC-E, KTA, IEEE notamment).

#### Conclusion

**La RFS numéro IV.2.b est applicable au niveau des principes à FLA 3.**

### **3.2.15. RFS NUMÉRO V.1.A (18/01/1982) – DÉTERMINATION DE L'ACTIVITÉ RELÂCHÉE HORS DU COMBUSTIBLE DANS LES ÉTUDES DE SÛRETÉ RELATIVES AUX ACCIDENTS**

Principaux points et/ou principales divergences par rapport aux Directives Techniques

La RFS définit les termes sources à prendre en compte dans les études d'accidents pour trois types d'accidents : « conventionnels », résultant de défaillances multiples ou extrêmes. Un terme source est défini par une fraction de l'inventaire du cœur (produits de fission). Par exemple, le terme source niveau 1 concerne les accidents « conventionnels » et contient 50 % des gaz rares, 50 % des halogènes et 50 % des alcalins.

Cette RFS n'est plus appliquée et des pourcentages inférieurs sont maintenant utilisés dans les études d'accidents pour les centrales existantes, dix fois inférieurs dans l'ensemble aux valeurs susmentionnées. Cette RFS peut être considérée comme obsolète.

Ce point n'est pas explicitement présenté dans les Directives Techniques.

Conclusion

**La RFS numéro V.1.a n'est pas applicable à FLA 3.**

### **3.2.16. RFS NUMÉRO V.1.B (10/06/1982) – MOYENS DE MESURES MÉTÉOROLOGIQUES**

Principaux points et/ou principales divergences par rapport aux Directives Techniques

La RFS donne une liste des mesures à effectuer sur le site de la centrale ou à proximité : les valeurs mesurées sont utilisées dans l'exploitation normale ou pendant les accidents afin d'évaluer le transfert des rejets radiologiques dans l'environnement.

Ce point n'est pas explicitement présenté dans les Directives Techniques.

Conclusion

**La RFS numéro V.1.b est applicable à FLA 3.**

### **3.2.17. RFS NUMÉRO V.2. B (30/07/1981) – RÈGLES GÉNÉRALES APPLICABLES À LA RÉALISATION DES OUVRAGES DE GÉNIE CIVIL**

Principaux points et/ou principales divergences par rapport aux Directives Techniques

La RFS définit les conditions d'application du document EDF intitulé "Recueil des règles relatives au génie civil (RCC G)" daté du 01/01/1981.

Pour FLA 3, les codes applicables sont précisés au sous-chapitre 1.6.

Conclusion

**La RFS numéro V.2.b n'est pas applicable pour FLA 3**

### **3.2.18. RFS NUMÉRO V.2.C RÉVISION 1 (12/09/1986) – RÈGLES GÉNÉRALES APPLICABLES À LA RÉALISATION DES MATÉRIELS MÉCANIQUES**

Principaux points et/ou principales divergences par rapport aux Directives Techniques

La RFS définit les conditions d'application du document AFCEN intitulé "Recueil des règles de conception et de construction applicables aux matériels mécaniques (RCC M)" émis en 1983 et révisé en 1984.

Pour FLA 3, les codes applicables sont précisés au sous-chapitre 1.6.

Conclusion

**La RFS numéro V.2.c n'est pas applicable pour FLA 3.**

**3.2.19. RFS NUMÉRO V.2.D RÉVISION 1 (23/09/1986) – RÈGLES GÉNÉRALES APPLICABLES À LA RÉALISATION DES MATÉRIELS ÉLECTRIQUES**

Principaux points et/ou principales divergences par rapport aux Directives Techniques

La RFS définit les conditions d'application du document AFCEN intitulé "*Recueil des règles de conception et de construction des matériels électriques des îlots nucléaires (RCC E)*" daté de 1981 et révisé en 1982 et en 1984.

Pour FLA 3, les codes applicables sont précisés au sous-chapitre 1.6.

Conclusion

**La RFS numéro V.2.d révision 1 n'est pas applicable pour FLA 3.**

**3.2.20. RFS NUMÉRO V.2.E RÉVISION 2 (14/12/1990) – RÈGLES GÉNÉRALES APPLICABLES À LA RÉALISATION DES ASSEMBLAGES COMBUSTIBLES**

Principaux points et/ou principales divergences par rapport aux Directives Techniques

La RFS définit les conditions d'application du document AFCEN intitulé "*Recueil des règles de conception et de construction applicables aux assemblages combustibles des centrales nucléaires REP (RCC C)*" daté de septembre 1989.

Les DT n'ont aucune exigence contraire au RCC C.

Conclusion

**La RFS numéro V.2.e révision 2 est applicable à FLA 3.**

**3.2.21. RFS NUMÉRO V.2.F (28/12/1982) – PROTECTION CONTRE L'INCENDIE**

Principaux points et/ou principales divergences par rapport aux Directives Techniques

La RFS définit les conditions d'application du document EDF intitulé "*Recueil des règles relatives à la protection contre l'incendie (RCC I)*" daté de mai 1982.

Pour FLA 3, les codes applicables sont précisés au sous-chapitre 1.6.

Conclusion

**La RFS numéro V.2.f n'est pas applicable pour FLA 3.**

**3.2.22. GUIDE 2/01 (26/05/2006) REMPLAÇANT LA RFS NUMÉRO V.2.G (31/12/1985) – CALCULS SISMIQUES DES OUVRAGES DE GÉNIE CIVIL**

Principaux points et/ou principales divergences par rapport aux Directives Techniques

La RFS définit les caractéristiques des mouvements sismiques de dimensionnement, les méthodes de calcul, les modèles mathématiques pour les calculs, l'utilisation des réponses sismiques pour la vérification des ouvrages de génie civil, ainsi que la documentation à présenter.

Cette RFS est maintenant considérée comme obsolète et sa révision a été décidée. Celle-ci s'est concrétisée avec la publication (26/05/2006) du Guide 2 /01 : « Prise en compte du risque sismique à la conception des ouvrages de génie civil d'installations nucléaires de base à l'exception des stockages à long terme des déchets radioactifs ».

Le guide définit à partir des données de site les dispositions de conception parasismique des ouvrages de génie civil et les méthodes acceptables pour :

- déterminer la réponse sismique de ces ouvrages, en considérant leur interaction avec les matériels qu'ils contiennent et évaluer les sollicitations associées à la réponse sismique à retenir pour leur dimensionnement,
- déterminer les mouvements sismiques à considérer pour le dimensionnement des matériels.

Ce point n'est pas explicitement présenté dans les Directives Techniques.

#### Conclusion

**Le guide 2/01 (26/05/2006) approuvé par le GP du 02/02/2006 est applicable.**

#### **3.2.23. RFS NUMÉRO V.2.H (04/06/1986) – RÉALISATION DES OUVRAGES DE GÉNIE CIVIL**

##### Principaux points et/ou principales divergences par rapport aux Directives Techniques

La RFS définit les conditions d'application du document AFCEN intitulé "*Recueil des règles relatives au génie civil (RCC G)*" daté d'octobre 1985.

Elle porte sur le même sujet que la RFS numéro V.2.b et peut être considérée comme une révision de cette dernière.

#### Conclusion

Pour la même raison que pour la RFS numéro V.2.b, **la RFS numéro V.2.h n'est pas applicable pour FLA 3.**

#### **3.2.24. RFS NUMÉRO V.2.J (21/11/1988) – PROTECTION CONTRE L'INCENDIE**

##### Principaux points et/ou principales divergences par rapport aux Directives Techniques

La RFS définit les conditions d'application du document EDF intitulé "*Recueil des règles relatives à la protection contre l'incendie (RCC I)*" daté d'octobre 1987.

Elle porte sur le même sujet que la RFS numéro V.2.f et peut être considérée comme une révision de cette dernière.

#### Conclusion

**Pour la même raison que pour la RFS numéro V.2.f, la RFS numéro V.2.j n'est pas applicable pour FLA 3.**

#### **3.2.25. RFS 2002-01 (26/12/2002) – UTILISATION DES ÉTUDES PROBABILISTES DE SÛRETÉ**

##### Principaux points et/ou principales divergences par rapport aux Directives Techniques

Cette règle précise les méthodes acceptables pour le développement des EPS et les applications éprouvées des EPS pour les réacteurs à eau sous pression (REP) du programme électronucléaire français en exploitation ou futur, compte tenu de l'expérience nationale et internationale disponible en ce domaine.

Les Directives Techniques (C.2.2) sont moins détaillées.

Conclusion

**La RFS 2002-01 est applicable à FLA 3.**

**3.2.26. CONCLUSION**

Le tableau [TAB-1.7.0.1](#) donne un récapitulatif de l'applicabilité des RFS et guides à FLA 3.

La majorité des RFS et guides sont applicables, au moins en ce qui concerne leurs objectifs ou leurs principes, à l'exception des textes ci-dessous :

- RFS sans objet pour FLA 3 : RFS II.2.2.a (système EAS absent sur FLA 3).
- RFS qui ne sont plus appliquées aux centrales existantes : RFS II.3.8, V.1.a, V.2.g (sa révision, le guide 2 /01 « Prise en compte du risque sismique à la conception des ouvrages de génie civil d'installations nucléaires de base à l'exception des stockages à long terme des déchets radioactifs », est applicable).
- RFS concernant le classement de l'équipement : RFS, IV.1.a, IV.2.a : (la démarche de classement adoptée pour FLA 3 est sensiblement différente de celle adoptée pour les centrales françaises existantes).
- RFS concernant l'utilisation de codes : RFS V.2.b, V.2.c, V.2.d rev 1, V.2.f, V.2.h et V.2.j.

**3.3. AUTRES TEXTES INTERNATIONAUX**

La collection des normes de sûreté nucléaire de l'Agence internationale de l'énergie nucléaire (AIEA) constitue une référence internationale pour l'industrie nucléaire civile. Cette collection est hiérarchisée suivant trois niveaux :

- 1) Au sommet, les « Fondements de sûreté » (Safety Principles),
- 2) Ensuite, des « Prescriptions de sûreté » (Safety Requirements), comprenant les thèmes suivants « évaluation des sites », « conception » et « mise en service et exploitation »,
- 3) Enfin, des « Guides de sûreté ».

D'une manière générale, les exigences émises par l'ASN déclinent les textes de l'AIEA. Ainsi, Flamanville 3 répond globalement aux principes édictés par ces standards.

**LISTE DES RÉFÉRENCES**

**[1]** Lettre DGSNR : DGSNR/SD2/n° 0729/2004 du 28/09/2004 "Options de sûreté du projet de réacteur EPR" comprenant les pièces jointes suivantes :

- Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de réacteurs nucléaires à eau sous pression
- Règles techniques relatives à la construction des futurs CPP et CSP

**[2]** Lettre DGSNR : DGSNR/SD2/n°0307/2005 du 17/06/2005 "Réacteur EPR – identification du référentiel réglementaire et para-réglementaire applicable"

**[3]** Décision n°2008-DC-0114 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 26 septembre 2008 fixant à Electricité de France – Société Anonyme (EDF-SA) les prescriptions relatives au site électronucléaire de Flamanville (Manche) pour la conception et la construction du réacteur « Flamanville 3 » (INB n°167) et pour l'exploitation des réacteurs « Flamanville 1 » (INB n°108) et « Flamanville 2 » (INB n°109)

**[4]** Décision n°2012-DC-0283 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 26 juin 2012 fixant à Électricité de France – Société Anonyme (EDF-SA) des prescriptions complémentaires applicables au site électronucléaire de Flamanville (Manche) au vu des conclusions des évaluations complémentaires de sûreté (ECS) INB n°108 et n°109 et n°167

**[5]** Décision n°2013-DC-0347 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 7 mai 2013 fixant à Électricité de France - Société Anonyme (EDF-SA) les prescriptions relatives au site électronucléaire de Flamanville (Manche) pour les essais de démarrage du réacteur « Flamanville 3 » (INB n°167) et modifiant la décision n°2008-DC-0114 de l'Autorité de sûreté nucléaire fixant à Électricité de France - Société Anonyme (EDF-SA) les prescriptions relatives au site électronucléaire de Flamanville (Manche) pour la conception et la construction du réacteur « Flamanville 3 » (INB n°167) et pour l'exploitation des réacteurs « Flamanville 1 » (INB n°108) et « Flamanville 2 » (INB n°109)

**[6]** Décision n°2013-DC-0360 du 16 juillet 2013 « Maîtrise des nuisances et de l'impact sur la santé et l'environnement des INB » (homologuée par arrêté du 9 août 2013) et modifiée par la décision n° 2016-DC-0569 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 29 septembre 2016

**[7]** Décision n°2014-DC-0403 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 21 janvier 2014 fixant à Electricité de France – Société Anonyme (EDF-SA) les prescriptions complémentaires applicables au site électronucléaire de Flamanville (Manche) au vu de l'examen du dossier présenté par l'exploitant conformément à la prescription (ECS-1) de la décision n° 2012-DC-0283 du 26 juin 2012 de l'ASN

**[8]** Décision n° 2014-DC-0417 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 28 janvier 2014 relative aux règles applicables aux installations nucléaires de base (INB) pour la maîtrise des risques liés à l'incendie (homologuée par l'arrêté du 20 mars 2014)

**[9]** Décision n° 2014-DC-0462 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 7 octobre 2014 relative à la maîtrise du risque de criticité dans les installations nucléaires de base (homologuée par l'arrêté du 20 novembre 2014)

**[10]** Décision n° 2015-DC-0508 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 21 avril 2015 relative à l'étude sur la gestion des déchets et au bilan des déchets produits dans les installations nucléaires de base (homologuée par l'arrêté du 1er juillet 2015)

**[11]** Décision n° 2015-DC-0532 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 17 novembre 2015 relative au rapport de sûreté des installations nucléaires de base (homologuée par arrêté du 11 janvier 2016)



## RAPPORT DE SURETE

— DE FLAMANVILLE 3 —

Version Publique

Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE

CHAPITRE 1

SECTION 7.0

PAGE 28/31

CENTRALES NUCLÉAIRES

Palier EPR

**[12]** Décision n° 2017-DC-0592 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 13 juin 2017 relative aux obligations des exploitants d'installations nucléaires de base en matière de préparation et de gestion des situations d'urgence et au contenu du plan d'urgence interne (homologuée par arrêté du 28 août 2017)

**[13]** Décision n° 2016-DC-0571 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 11 octobre 2016 portant diverses dispositions relatives à la conformité des équipements sous pression nucléaires (homologuée par arrêté du 10 novembre 2016)

**[14]** Décision n° 2017-DC-0616 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 30 novembre 2017 relative aux modifications notables des installations nucléaires de base (homologuée par arrêté ministériel du 18 décembre 2017)

## TAB-1.7.0.1 TABLEAU RÉCAPITULATIF DE L'APPLICABILITÉ DES RFS/GUIDES À FLA 3

RFS/Guide	OBJET	Applicabilité
I.2.a	Prise en compte des risques liés aux chutes d'avion	A + DT
I.2.b	Prise en compte des risques d'émission de projectiles par suite de l'éclatement des groupes turbo-alternateurs	A
2001-01	Détermination des mouvements sismiques à prendre en compte pour la sûreté des installations	A
I.2.d	Prise en compte des risques liés à l'environnement industriel et aux voies de communication	A + DT
I.3.a	Utilisation du critère de défaillance unique dans les analyses de sûreté	A + DT
I.3.b	Instrumentation sismique	A
I.3.c	Études géologiques et géotechniques du site	A
II.2.2.a	Conception du système d'aspersion de l'enceinte	N/A
II.3.8	Construction et exploitation du CSP (cf guides n°8 du 4/9/2012 et n°19 du 21/2/2013)	N/A
II.4.1.a	Logiciels des systèmes électriques classés de sûreté	AP
IV.1.a	Classement des matériels mécaniques, systèmes électriques, structures et ouvrages de génie civil	N/A
IV.2.a	Exigences à prendre en compte dans la conception des matériels mécaniques classés de sûreté, véhiculant ou contenant un fluide sous pression et classés de niveau 2 et 3	N/A
IV.2.b	Exigences à prendre en compte dans la conception, la qualification, la mise en œuvre et l'exploitation des matériels électriques appartenant aux systèmes électriques classés de sûreté	AP
V.1.a	Détermination de l'activité relâchée hors du combustible à prendre en compte dans les études de sûreté relatives aux accidents	N/A
V.1.b	Moyens de mesures météorologiques	A
V.2.b	Acceptation de l'utilisation de la RCC G datée du 01/01/1981	N/A
V.2.c	Acceptation de l'utilisation de la RCC M datée du 07/1984	N/A
V.2.d rev1	Acceptation de l'utilisation de la RCC E datée du 06/1984	N/A

V.2.e rev2	Acceptation de l'utilisation de la RCC C datée du 09/1989	A
V.2.f	Acceptation de l'utilisation de la RCC I datée du 05/1982	N/A
V.2.g	Calculs sismiques des ouvrages de génie civil (cf guide 2002-01)	N/A
V.2.h	Acceptation de l'utilisation de la RCC G datée du 10/1985	N/A
V.2.j	Acceptation de l'utilisation de la RCC I datée du 10/1987	N/A
2002-01	Utilisation des études probabilistes de sûreté	A
Guide n°8	Evaluation de la conformité des équipements sous pression nucléaires	A
Guide n°13	Protection des installations nucléaires de base contre les inondations externes	A
Guide n°19	Application de l'arrêté du 12/12/2005 relatif aux ESPN	A

A = applicable à FLA 3

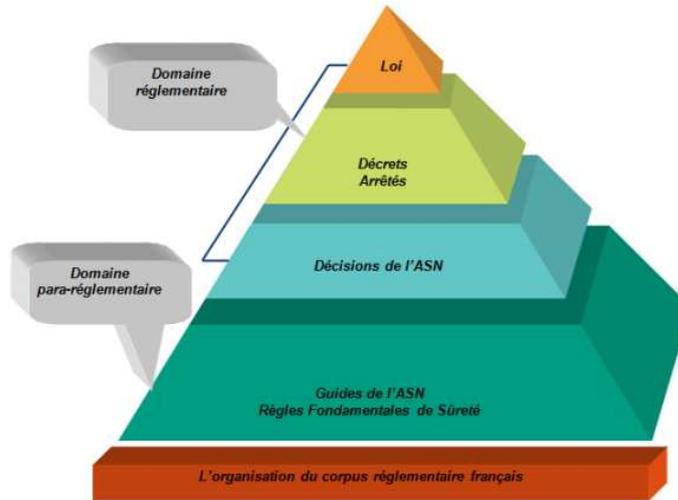
A + DT = l'objectif ou le principe de la RFS/guide sont applicables mais la méthode peut être différente, selon les DT

N/A = Non Applicable à FLA 3 : voir explications dans le texte ci-avant

S/O = Sans Objet

AP = principes de la RFS/guide applicables

**FIG-1.7.0.1 CORPUS RÉGLEMENTAIRE FRANÇAIS**



## SOMMAIRE

<b>.1.7.1 CONFORMITÉ AUX EXIGENCES RÉGLEMENTAIRES . . . . .</b>	<b>3</b>
<b>1. APPLICATION DES TEXTES RÉGLEMENTAIRES . . . . .</b>	<b>3</b>
<b>1.1. DÉCRET D'AUTORISATION DE CRÉATION . . . . .</b>	<b>3</b>
<b>1.2. DÉCISIONS ASN RELATIVES AU RÉACTEUR "FLAMANVILLE 3"</b>	
<b>(INB N°167) . . . . .</b>	<b>4</b>
<b>1.2.1. DÉCISION N°2008-DC-0114 DE L'AUTORITÉ DE SÛRETÉ</b>	
<b>NUCLÉAIRE DU 26 SEPTEMBRE 2008 . . . . .</b>	<b>4</b>
<b>1.2.2. DÉCISION N°2013-DC-0347 DE L'AUTORITÉ DE SÛRETÉ</b>	
<b>NUCLÉAIRE DU 7 MAI 2013 . . . . .</b>	<b>4</b>
<b>1.2.3. DÉCISION N°2012-DC-0283 DE L'AUTORITÉ DE SÛRETÉ</b>	
<b>NUCLÉAIRE DU 26 JUIN 2012 . . . . .</b>	<b>4</b>
<b>1.2.4. DÉCISION N°2014-DC-0403 DE L'AUTORITÉ DE SÛRETÉ</b>	
<b>NUCLÉAIRE DU 21 JANVIER 2014 . . . . .</b>	<b>4</b>
<b>1.2.5. DÉCISION N°2018-DC-0639 ET DÉCISION N°2018-DC-0640</b>	
<b>RELATIVES AUX PRÉLÈVEMENTS D'EAU ET REJETS</b>	
<b>D'EFFLUENTS . . . . .</b>	<b>5</b>
<b>1.3. APPAREILS À PRESSION . . . . .</b>	<b>5</b>
<b>1.4. DISPOSITIONS RELATIVES À LA QUALITÉ . . . . .</b>	<b>5</b>
<b>1.5. DISPOSITIONS RELATIVES À LA RADIOPROTECTION . . . . .</b>	<b>6</b>
<b>1.5.1. ORGANISATION DE LA RADIOPROTECTION . . . . .</b>	<b>6</b>
<b>1.5.2. PROTECTION CONTRE L'IRRADIATION . . . . .</b>	<b>6</b>
<b>1.5.3. PROTECTION CONTRE LA CONTAMINATION . . . . .</b>	<b>7</b>
<b>1.5.4. APPAREILS DE MESURES FIXES DE CONTRÔLE DE</b>	
<b>RADIOACTIVITÉ . . . . .</b>	<b>8</b>
<b>1.5.5. TABLEAUX RÉCAPITULATIFS DES LIMITES DE DOSE</b>	
<b>(TRAVAILLEURS ET POPULATION) . . . . .</b>	<b>8</b>
<b>1.6. TRANSPORTS ET MANUTENTION DE MATIÈRES ET OBJETS</b>	
<b>RADIOACTIFS . . . . .</b>	<b>8</b>
<b>2. APPLICATION DU RÉFÉRENTIEL PARA-RÉGLEMENTAIRE . . . . .</b>	<b>9</b>
<b>2.1. DIRECTIVES TECHNIQUES . . . . .</b>	<b>9</b>
<b>2.2. RÈGLES FONDAMENTALES DE SÛRETÉ ET GUIDES ASN . . . . .</b>	<b>9</b>

**TABLEAUX :**

<b>TAB-1.7.1.1 ANALYSE DE CONFORMITÉ DE L'INSTALLATION AU DÉCRET D'AUTORISATION DE CRÉATION .....</b>	<b>10</b>
<b>TAB-1.7.1.2 ANALYSE DE CONFORMITÉ DE L'INSTALLATION AUX PRESCRIPTIONS TECHNIQUES (DÉCISION N°2008-DC-0114) .....</b>	<b>24</b>
<b>TAB-1.7.1.3 ANALYSE DE CONFORMITÉ DE L'INSTALLATION AUX PRESCRIPTIONS POUR LES ESSAIS DE DEMARRAGE DU REACTEUR « FLAMANVILLE 3 » (DÉCISION N°2013-DC-0347) .....</b>	<b>37</b>
<b>TAB-1.7.1.4 ANALYSE DE CONFORMITÉ DE L'INSTALLATION AUX PRESCRIPTIONS COMPLEMENTAIRES (DÉCISION N° 2012-DC-0283) .....</b>	<b>44</b>
<b>TAB-1.7.1.5 ANALYSE DE CONFORMITÉ DE L'INSTALLATION AUX PRESCRIPTIONS COMPLEMENTAIRES (DÉCISION N° 2014-DC-0403) .....</b>	<b>51</b>
<b>TAB-1.7.1.6 ANALYSE DE CONFORMITÉ DE L'INSTALLATION AUX RECOMMANDATIONS DES DIRECTIVES TECHNIQUES .....</b>	<b>58</b>
<b>TAB-1.7.1.7 ANALYSE DE CONFORMITÉ DE L'INSTALLATION AUX RECOMMANDATIONS DES RÈGLES FONDAMENTALES DE SÛRETÉ ET GUIDES ASN.....</b>	<b>174</b>

## **.1.7.1 CONFORMITÉ AUX EXIGENCES RÉGLEMENTAIRES**

### **1. APPLICATION DES TEXTES RÉGLEMENTAIRES**

Ne sont indiquées ci-dessous que les grandes lignes des modalités d'application des textes présentés (voir § 0.2.) aux différentes structures, systèmes ou circuits et composants de l'installation. Il convient de se reporter aux chapitres où sont analysés les matériels et installations pour trouver le détail des modalités d'applications de ces textes à Flamanville 3.

L'analyse de la conformité de l'installation aux exigences réglementaires, en accord avec les dispositions de l'article R.593-30 du code de l'environnement, est présentée dans les tableaux [TAB-1.7.1.1](#) à [TAB-1.7.1.5](#). Ces tableaux fournissent pour chaque exigence le positionnement de l'EPR FA3 en distinguant les occurrences suivantes de cette conformité (colonne « Conformité EPR ») :

- « C1 » : lorsque la conception/construction/mise en service de l'EPR est conforme à l'exigence répertoriée.
- « C1A » : lorsque la conception/construction/mise en service de l'EPR est conforme à l'exigence répertoriée mais pour laquelle la démonstration de cette conformité ne peut être complètement apportée à ce stade, mais que la conception/construction/mise en service de l'EPR sera conforme à l'exigence répertoriée pour la Mise en Service de l'installation et que les actions permettant la démonstration de cette conformité sont connues, répertoriées et suivies. La démonstration de la conformité à ces exigences sera apportée pour la Mise en Service de l'EPR.
- « C1B » (concernant la conformité aux prescriptions techniques) : lorsque la conception/construction/mise en service de l'EPR est conforme à l'exigence répertoriée dans une prescription technique mais qu'une clarification de la formulation de cette prescription apparaît nécessaire pour éviter tout risque d'interprétation de celle-ci. Pour ces cas, EDF a déjà adressé à l'ASN une demande de clarification du texte de la prescription.
- « C1C » (concernant la conformité aux prescriptions techniques) : lorsque la conception/construction/mise en service de l'EPR permet d'assurer la protection des intérêts mentionnés à l'article L.593-1 du Code de l'Environnement, par des moyens autres que ceux précisés dans le texte de la Prescription Technique considérée. Les objectifs de sûreté visés par la prescription sont par conséquent satisfaits. Dans ce cas, EDF a déjà adressé à l'ASN une demande afin d'introduire la possibilité de mettre en œuvre des moyens différents de ceux prévus par la prescription tout en apportant la démonstration de la protection des intérêts.
- « C2 » : lorsque la conception/construction/mise en service de l'EPR est conforme à l'exigence répertoriée mais pour laquelle la démonstration de cette conformité ne peut être complètement apportée au stade de la Mise en Service. Il s'agit notamment des exigences pour lesquelles la démonstration de conformité requiert la mise en œuvre d'actions ou d'opérations nécessitant l'obtention de l'autorisation de mise en service (par exemples, les exigences relatives aux essais de démarrage qui seraient réalisés après le chargement du combustible dans la cuve).
- Sans Objet ( « SO » ) : lorsque le texte de l'article n'est pas redevable d'une démonstration de conformité dans le dossier de demande de mise en service.
- Non applicable ( « NA » ) : lorsqu'une évolution de la conception EPR rend certains aspects des exigences réglementaires non applicables.

Le cas échéant, les éléments permettant de justifier de la conformité de l'EPR à l'exigence répertoriée sont précisées dans le tableau concerné (prioritairement la/les sections du Rapport de sûreté contenant la/les justification(s), sinon autres textes).

#### **1.1. DÉCRET D'AUTORISATION DE CRÉATION**

La justification de la conformité de l'installation au décret n° 2007-534 du 10 avril 2007 modifié autorisant la création de l'installation nucléaire de base dénommée Flamanville 3, comportant un réacteur nucléaire de type EPR, sur le site de Flamanville (Manche) est fournie dans le tableau [TAB-1.7.1.1](#).

L'application pratique de la réglementation en matière de sûreté nucléaire peut se résumer :

- au respect permanent, lors de la mise en service, des limites autorisées en exploitation normale c'est-à-dire :
  - l'application des Spécifications Techniques d'Exploitation (STE) et des autorisations de rejets qui garantiront la maîtrise des rejets,
  - l'application des dispositions prises en matière de radioprotection qui garantiront le respect des limites de dose et la prise en compte des niveaux de référence.
- à la garantie d'un haut niveau de sûreté de l'installation qui se traduit, ou qui se traduira lors de la mise en service, par :
  - des critères de conception et de construction conférant à l'installation un haut niveau de résistance intrinsèque à tout événement indésirable, objets de l'ensemble des règles de conception et de construction présentées,
  - une surveillance des éléments importants pour la protection des intérêts protégés, mettant en œuvre des dispositions permanentes ou périodiques, définies principalement par les Règles Générales d'Exploitation, en particulier les règles d'essais périodiques,
  - la disponibilité de procédures de conduite, de dispositions complémentaires et d'une organisation de crise permettant de garantir une réponse graduelle et adaptée à tout type d'événement fortuit. Celles-ci sont décrites en particulier dans les Règles Générales d'Exploitation, traitant de la conduite incidentelle et accidentelle et dans le Plan d'Urgence Interne. L'aptitude de l'installation et de la conduite à maîtriser des événements fortuits fait l'objet " d'études d'accidents ".

## **1.2. DÉCISIONS ASN RELATIVES AU RÉACTEUR "FLAMANVILLE 3" (INB N°167)**

### **1.2.1. Décision n°2008-DC-0114 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 26 septembre 2008**

L'analyse de la conformité de l'installation à la décision n° 2008-DC-0114 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 26 septembre 2008 fixant à Électricité de France – Société Anonyme (EDF-SA) les prescriptions relatives au site électronucléaire de Flamanville (Manche) pour la conception et la construction du réacteur « Flamanville 3 » (INB n° 167) et pour l'exploitation des réacteurs « Flamanville 1 » (INB n° 108) et « Flamanville 2 » (INB n° 109) est présentée dans le tableau [TAB-1.7.1.2](#).

### **1.2.2. Décision n°2013-DC-0347 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 7 mai 2013**

L'analyse de la conformité de l'installation à la décision n° 2013-DC-0347 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 7 mai 2013 fixant des prescriptions relatives au site électronucléaire de Flamanville (Manche) pour les essais de démarrage du réacteur « Flamanville 3 » et modifiant la décision n°2008-DC-0114 est présentée dans le tableau [TAB-1.7.1.3](#).

### **1.2.3. Décision n°2012-DC-0283 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 26 juin 2012**

L'analyse de la conformité de l'installation à la décision n° 2012-DC-0283 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 26 juin 2012 fixant des prescriptions complémentaires applicables au site électronucléaire de Flamanville (Manche) au vu des conclusions des évaluations complémentaires de sûreté (ECS) est présentée dans le tableau [TAB-1.7.1.4](#).

### **1.2.4. Décision n°2014-DC-0403 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 21 janvier 2014**

L'analyse de la conformité de l'installation à la décision n° 2014-DC-0403 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 21 janvier 2014 fixant des prescriptions complémentaires applicables au site électronucléaire de Flamanville (Manche) au vu de l'examen du dossier présenté par l'exploitant conformément à la prescription (ECS-1) de la décision n°2012-DC-0283 du 26 juin 2012 de l'Autorité de sûreté nucléaire est présentée dans le tableau [TAB-1.7.1.5](#).

### **1.2.5. Décision n°2018-DC-0639 et Décision n°2018-DC-0640 relatives aux Prélèvements d'eau et rejets d'effluents**

La mise à jour de l'étude d'impact, en support à la demande d'autorisation de mise en service, a abouti à la Décision n° 2018-DC-0639 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 19 juillet 2018 fixant les valeurs limites de rejet dans l'environnement des effluents des installations nucléaires de base n°108, n°109 et n° 167 exploitées par Électricité de France (EDF) dans la commune de Flamanville (décision « Limites »), et à la Décision n°2018-DC-0640 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 19 juillet 2018 fixant les prescriptions relatives aux modalités de prélèvement et de consommation d'eau, de rejet d'effluents et de surveillance de l'environnement des installations nucléaires de base n° 108, n° 109 et n° 167 exploitées par Électricité de France (EDF) dans la commune de Flamanville (décision « Modalités »).

La justification de la conformité aux prescriptions de l'Autorité de Sûreté Nucléaire fixant les limites de rejets dans l'environnement des effluents liquides et gazeux pour l'exploitation (Décision n°2018-DC-0639 du 19 juillet 2018) et aux modalités de prélèvement et de consommation d'eau, de rejet d'effluents et de surveillance de l'environnement (Décision n° 2018-DC-0640 du 19 juillet 2018) est notamment portée par le bilan de conformité du site.

De plus, l'exploitant établit annuellement, en application de l'article 4.4.4 de l'arrêté du 7 février 2012, un rapport présentant l'impact de son installation durant l'année civile écoulée. Ce rapport caractérise les prélèvements d'eau, les rejets d'effluents, la surveillance de l'environnement et les impacts et nuisances occasionnés.

Les chapitres chapitre 2 « Site et Environnement » et 11 « Effluents et déchets » du Rapport de Sûreté précisent les principales dispositions prises pour les prélèvements d'eau, le traitement, l'entreposage et le rejet des différents effluents.

### **1.3. APPAREILS À PRESSION**

La réglementation relative aux appareils à pression définie au paragraphe 2.4 *Réglementation relative aux appareils à pression* de la section 1.7.0 est appliquée. Des modalités particulières d'application de l'"arrêté ESPN" ont été définies suite à des recommandations du groupe permanent ESPN (voir section 3.6).

### **1.4. DISPOSITIONS RELATIVES À LA QUALITÉ**

Depuis l'entrée en vigueur de l'arrêté Qualité du 10 août 1984 et de sa circulaire d'application, EDF a retranscrit les prescriptions de ce dernier dans son Système de Management (Décision commune n° 92/05 du 13 octobre 1992 sur la Politique Qualité commune DE / DEPT et les Règles de Base du système qualité, Décision commune n° 96/09 du 25 septembre 1996 sur la Spécification Générale d'Assurance de la Qualité, Décision commune n°2013-03 sur les dispositions générales applicables aux systèmes qualité des fournisseurs, ...).

Le pilotage des activités fondamentales des entités « production » et « ingénierie » nucléaires s'appuie sur des politiques qui donnent le sens et cadrent l'action en matière de sûreté, radioprotection, environnement, management par la qualité, contrôle, création de valeurs, ressources humaines, formation, prévention des risques, relations industrielles et communication. Le système de management formalise les dispositions principales du fonctionnement collectif des entités, il reste fondé sur un pilotage par des processus pour permettre :

- d'améliorer la gestion des priorités,
- de clarifier les systèmes de décision et de contrôle,
- d'assurer un partage équilibré du champ technique au sein de l'équipe de direction,
- en vue d'améliorer les performances.

La sécurité nucléaire (au sens de l'article L591-1 du code de l'environnement) est un domaine sur lequel, de très longue date, les principes de la politique de management par la qualité ont été

appliqués. Le management de ce domaine (management de la sécurité nucléaire) présente une spécificité compte tenu de la priorité accordée à la sûreté nucléaire.

L'arrêté du 7 février 2012 (dit « arrêté INB ») :

Cet arrêté abroge l'arrêté Qualité au 1er juillet 2013. Il étend les principes de qualité instaurés par l'arrêté Qualité à la protection de l'ensemble des intérêts mentionnés à l'article L.593-1 du code de l'environnement, à la fois vis-à-vis des risques et des inconvénients.

L'applicabilité de l'arrêté INB est précisée au paragraphe 2.1. *Cadre réglementaire (le socle)* de la section 1.7.0.

Le chapitre 16 « Management de la qualité » répond à l'arrêté du 7 février 2012 fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base.

## **1.5. DISPOSITIONS RELATIVES À LA RADIOPROTECTION**

### **1.5.1. Organisation de la radioprotection**

L'organisation de la radioprotection est décrite au chapitre IV des RGE et respecte la réglementation en vigueur (voir 1.7.0).

### **1.5.2. Protection contre l'irradiation**

Ce paragraphe résume à titre d'exemple, pour le cas précis de la protection contre les rayonnements ionisants, les principes de conception et de construction/mise en service permettant de satisfaire les exigences de la réglementation. La réflexion s'est orientée plus précisément sur les facteurs suivants :

- réduction du temps de séjour en zone contrôlée (durée). Une réduction des expositions professionnelles des travailleurs a été recherchée par un processus d'optimisation en tenant compte des données provenant de l'expérience d'exploitation, notamment en France et en Allemagne. La facilité d'accès aux emplacements de travail, les conditions d'environnement de travail, le développement d'outils spécifiques et de robots de manière à réduire les débits de dose et/ou les durées des interventions ont été considérés.
- réduction du niveau de rayonnement des matériels et des locaux (débits de dose). Concernant le choix des matériaux, l'utilisation de stellites et d'antimoine a été réduite autant que possible et des matériaux ayant un faible taux d'impuretés de cobalt ont été sélectionnés. L'Inconel 690 (alliage des tubes des générateurs de vapeur) a été choisi compte tenu du retour d'expérience relatif aux niveaux d'activité correspondants dans le système de refroidissement du réacteur ou encore de la prévention de la corrosion du côté primaire et du côté secondaire.
- mise en œuvre de l'approche ALARA : une évaluation détaillée du retour d'expérience existant a été menée qui concernait notamment les débits de dose à proximité du système de refroidissement du réacteur pendant les arrêts, avec les contributions respectives des dépôts de produits de corrosion ( $^{58}\text{Co}$ ,  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{124}\text{Sb}$ ), les blindages dans le bâtiment du réacteur et les bâtiments auxiliaires.

On trouvera décrites au chapitre correspondant (voir chapitre 12 « Radioprotection ») les dispositions prises à la conception et à la construction pour la protection contre les rayonnements ionisants qui attestent de la conformité de l'installation et des modalités envisagées d'exploitation à la réglementation.

#### **1.5.2.1. Ecrans de protection**

Les écrans biologiques de protection contre les rayonnements sont prévus pour protéger le personnel d'exploitation de la centrale et la population contre les rayonnements, pendant les différents états de fonctionnement normal ou accidentel.

Il est prévu des écrans de protection biologique afin d'atténuer le rayonnement issu de certaines sources radioactives (tuyauteries, échangeurs, cuve du réacteur,...) et respecter les niveaux de dose

admissibles pour le personnel dans les zones où ce personnel est amené à intervenir. Ces protections biologiques sont réalisées en béton, en acier, en plomb ou constituées par des matériaux neutrophages ou par de l'eau.

A l'intérieur du bâtiment réacteur, des protections permettent des accès de durée limitée du personnel pendant le fonctionnement du réacteur.

On trouvera aux chapitres correspondants (voir sous-chapitre 12.3 « Moyens mis en œuvre pour la radioprotection ») le descriptif et les performances des principales protections biologiques contre les rayonnements ionisants en exploitation.

#### 1.5.2.2. Classification des locaux

Les matériels, les procédés mis en œuvre et l'organisation du travail sont conçus de telle sorte que les expositions professionnelles individuelles et collectives soient maintenues aussi bas que raisonnablement possible en dessous des limites prescrites mentionnées au sous-chapitre 12.0 « Exigences de radioprotection ».

Ceci est pris en compte notamment par l'établissement d'un zonage radioprotection de l'installation. Ce zonage découpe l'espace à l'intérieur du périmètre de l'installation en fonction du débit d'équivalent de dose.

Les temps de travail dans ces zones sont limités et les accès réglementés. Le prescriptif de référence au zonage est porté par l'arrêté du 15 mai 2006 modifié (dit « arrêté zonage radioprotection ») relatif aux conditions de délimitation et de signalisation des zones surveillées et contrôlées (voir sous-chapitre 12.3 « Moyens mis en œuvre pour la radioprotection »).

#### 1.5.3. Protection contre la contamination

Les contaminations radioactives des locaux sont généralement dues aux fuites des équipements et circuits, contenant ou véhiculant des fluides radioactifs, vers l'atmosphère des locaux où ils sont implantés.

La politique menée en termes de maîtrise des risques vise à limiter voire éliminer ces risques de contamination. Ceci implique pour la mise en service de l'installation et son exploitation (dès le premier chargement en combustible) :

- de maintenir les locaux aussi propres que possible. Dans le domaine des déchets, la réglementation impose de définir les zones où les déchets produits sont conventionnels, c'est à dire évacuables dans des filières classiques et les Zones à production possible de Déchets Nucléaires (ZppDN), c'est à dire évacuables dans des filières spécialisées (centres de stockage des déchets très faiblement ou faiblement actifs). A l'intérieur de la ZppDN, les zones à déchets nucléaires sont classées en trois niveaux de propreté en fonction de la contamination non fixée (contamination exprimée en Bq/cm<sup>2</sup>). Les frontières entre les zones sont identifiées par un affichage spécifique et matérialisées par un « saut de zone ». Les consignes pour traverser la frontière visent à éviter la dispersion de la contamination (voir 12.3.3.1 « Zonage Propreté Déchets »).
- d'étudier, avant toute intervention conduisant à rompre une barrière normale de confinement, les moyens de confinement complémentaires (confinement dynamique du chantier). La contamination se trouvera le plus souvent sous forme de dépôt sur les surfaces internes et parois externes des matériels et équipements, objets de l'intervention. Le risque le plus immédiat est la mise en suspension de la contamination et l'inhalation de particules radioactives par les intervenants ou les personnes présentes à proximité. Les précautions sont prises de façon à éviter la dispersion de la contamination dans les locaux voisins, la contamination corporelle externe et l'exposition interne.

En outre, les dispositions de construction et la conception des systèmes de ventilation et de filtration sont telles que les niveaux de contamination rencontrés dans l'atmosphère des bâtiments de la tranche doivent, en fonction des temps de séjour estimés, correspondre à des doses inférieures aux limites de dose efficace.

Dès la mise en service de l'installation et pendant l'exploitation, les fuites liquides de fluides contaminés dans le bâtiment réacteur et dans le bâtiment des auxiliaires nucléaires seront récupérées par le système RPE (voir 11.1.3.1 « circuit de purges et d'événements de l'îlot nucléaire ») et traitées par le système TEU (voir la section 11.1.3.2 « système de traitement des effluents usés »). Les matelas gazeux des différentes capacités contaminables seront reliés au système TEG (voir 11.1.4 « système de traitement des effluents gazeux »), aérés ou hydrogénés suivant leur origine. Le rejet se fera à la cheminée (après stockage pour la deuxième catégorie). Les fuites gazeuses contaminées dans le bâtiment réacteur et dans le bâtiment des auxiliaires nucléaires seront reprises par les ventilations, et les rejets à l'extérieur se feront au niveau de la cheminée après une filtration appropriée (voir sous-chapitre 9.4 « Systèmes de climatisation, de chauffage et de ventilation »).

#### **1.5.4. Appareils de mesures fixes de contrôle de radioactivité**

Des appareils de mesures fixes de radioactivité sont installés dans la centrale pour :

- surveiller les barrières de confinement des substances radioactives,
- surveiller les rejets radioactifs à l'extérieur de la centrale,
- prévenir toute exposition anormale des personnes.

Le système de surveillance KRC "chaînes de mesures radioprotection individuelles et collectives" (voir section 12.3.4) est dédié à la radioprotection du personnel en fonctionnement normal. La surveillance radiologique de la tranche est assurée en continu par des chaînes de mesure fixes disposées sur toute l'installation (chaînes KRT « Surveillance Radiologique de Tranche »). Les sous-chapitres 12.3 « Moyens mis en œuvre pour la radioprotection » et 9.5.7 « Systèmes de surveillance et de détection » présentent le descriptif, la localisation et les performances des principaux appareils de mesures fixes de contrôle de l'activité radiologique.

#### **1.5.5. Tableaux récapitulatifs des limites de dose (travailleurs et population)**

Il résulte de l'ensemble des textes réglementaires, cités au paragraphe 2.5 de la section 1.7.0 « Réglementation spécifique à la radioprotection », des limites de dose efficace selon les catégories de personnes (travailleurs et population). Ces limites sont présentées dans le sous-chapitre 12.0 « Exigences de radioprotection ».

### **1.6. TRANSPORTS ET MANUTENTION DE MATIÈRES ET OBJETS RADIOACTIFS**

A l'intérieur du site, les dispositifs de manutention, les moyens de transport et les conditions correspondantes sont conformes aux consignes de base en radioprotection d'EDF. A l'extérieur du site, les moyens de transport, en particulier vers le centre de traitement du combustible irradié, sont conformes à la législation en vigueur. Des dispositions systématiques, dont le but est de faire en sorte que les mesures de protection radiologique soient prises en considération, sont exigées réglementairement. La nature et l'ampleur de ces mesures sont adaptées à la valeur et à la probabilité des expositions aux rayonnements, elles sont précisées dans un programme de protection spécifique au site de Flamanville qui prend en compte les interactions entre le transport et les autres activités (voir les sous-chapitres 12.6 « Gestion du transport des sources radioactives nécessaires au fonctionnement de l'installation » et 12.7 « Transport interne »). La protection et la sécurité sont optimisées pour que les valeurs des doses individuelles, le nombre de personnes exposées et la probabilité de subir une exposition soient maintenus aussi bas qu'il est raisonnablement possible, compte tenu des facteurs économiques et sociaux. Les mesures prises dans ce programme permettent de garantir que les doses individuelles restent inférieures aux limites. Dès que le véhicule de transport est sur le site et si le débit de dose à 1 mètre est supérieur à 2,5 µSv/h les mesures suivantes sont appliquées :

- pendant les opérations de chargement et de déchargement, l'équipe chargée de la manutention veille à ce que le personnel non concerné se tienne à distance,
- le stationnement des véhicules se fait à l'écart des zones fréquentées et des bureaux,

- l'aire de stationnement est surveillée (vision directe du Poste d'Accès Principal, d'un gardien en poste, etc.) ou balisée. La surveillance visuelle est le moyen adapté au stationnement de courte durée, si le véhicule doit stationner plusieurs jours, le balisage est prescrit.

La responsabilité civile nucléaire d'EDF porte sur ses activités à l'intérieur du site, elle s'arrête à la limite du site pour l'évacuation des combustibles irradiés. Néanmoins, pour les déchets radioactifs, EDF assure la responsabilité civile nucléaire jusqu'à l'entrée du site destinataire.

## **2. APPLICATION DU RÉFÉRENTIEL PARA-RÉGLEMENTAIRE**

### **2.1. DIRECTIVES TECHNIQUES**

Cette section présente l'analyse détaillée de la conformité de l'EPR aux exigences de sûreté générales (voir paragraphe 3.1 de la section 1.7.0) que sont les « Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de réacteurs nucléaires à eau sous pression », appelées plus simplement « Directives Techniques » (DT). L'analyse est présentée dans le tableau [TAB-1.7.1.6](#). Ce tableau précise pour chaque item des DT, la conformité de l'EPR en distinguant les situations suivantes :

- « C1 » : lorsque la conception/construction/mise en service de l'EPR est conforme aux directives techniques ; les éléments permettant de justifier de la conformité de l'EPR à l'exigence est(sont) précisée(s) dans le tableau [TAB-1.7.1.6](#) (prioritairement la/les sections du Rapport de sûreté contenant la/les justification(s), sinon autres textes).
- « C2 » : lorsque la conception/construction/mise en service de l'EPR est conforme aux directives techniques mais pour laquelle la démonstration de cette conformité ne peut être complètement apportée au stade de la Mise en Service. Il s'agit notamment des directives pour-lesquelles la démonstration de conformité requiert la mise en œuvre d'actions ou d'opérations nécessitant l'obtention de l'autorisation de mise en service (par exemples, les directives relatives aux essais de démarrage qui seraient réalisés après le chargement du combustible dans la cuve). Les éléments permettant d'apporter les justifications nécessaires sont précisés dans le tableau [TAB-1.7.1.6](#).
- « C2\* » : lorsque la conception/construction/mise en service de l'EPR ne tient pas compte au stade de la Mise en Service d'une Directive Technique mais que celle-ci fait l'objet d'une instruction et d'étude dans un cadre dédiée (a priori commun avec le Parc en exploitation). C'est notamment le cas de sujets dont l'état de connaissance au stade de la conception et de la construction de l'EPR ne permettait pas de tenir compte de la directive technique. Ces cas sont en nombre très limité (une seule occurrence répertoriée) et bénéficieront du traitement qui sera appliqué sur les réacteurs du Parc en exploitation.
- Non applicable (« NA ») : lorsqu'une évolution de la conception EPR rend certains aspects des directives techniques non applicables.

Enfin, lorsque le texte des « Directives Techniques » ne constitue pas en tant que tel une recommandation technique (texte introductif, généralités, ...) celui-ci est repéré par le signe « - » dans le tableau [TAB-1.7.1.6](#).

### **2.2. RÈGLES FONDAMENTALES DE SÛRETÉ ET GUIDES ASN**

L'analyse de la conformité de l'installation aux recommandations des Règles Fondamentales de Sûreté (« RFS ») et des Guides ASN applicables (voir 1.7.0 TAB 1) pour la mise en service est présentée dans le tableau [TAB-1.7.1.7](#).

Pour mémoire, chaque RFS explicite les conditions dont le respect est, pour le type considéré d'installation et pour l'objet dont elle traite, jugé comme valant conformité avec la pratique réglementaire technique française. L'exploitant pourra ne pas l'appliquer s'il apporte la preuve que les objectifs de sûreté visés par la règle sont atteints par d'autres moyens qu'il propose dans le cadre des procédures réglementaires.

## TAB-1.7.1.1 ANALYSE DE CONFORMITÉ DE L'INSTALLATION AU DÉCRET D'AUTORISATION DE CRÉATION

Index	Décret n° 2007-534 du 10 avril 2007 autorisant la création de l'installation nucléaire de base dénommée Flamanville 3, comportant un réacteur nucléaire de type EPR, sur le site de Flamanville (Manche)	Conformité EPR	Commentaires
<b>Art. 1</b>	<p>Electricité de France est autorisée, dans les conditions fixées par le présent décret, à créer sur le territoire de la commune de Flamanville (département de la Manche) une installation nucléaire de base, comportant un réacteur nucléaire de type à eau pressurisée dimensionné pour une puissance thermique de 4 500 MW et destinée à la production d'électricité.</p> <p>Le périmètre de cette installation nucléaire de base est délimité par le plan annexé au présent décret (1).</p>	C1	L'EPR de Flamanville, installation nucléaire de base n°167, est dimensionné pour une puissance thermique de 4500 MWth ( <i>Sous-Chapitre 1.1 : Introduction</i> ).
<b>I-1.</b>	Dans la limite de la puissance thermique de dimensionnement mentionnée à l'article 1er l'Autorité de sûreté nucléaire fixe par décision la puissance thermique maximale de fonctionnement de la chaudière nucléaire, notamment au vu des résultats des essais de démarrage du réacteur.	-	
<b>I-2.</b>	La chaudière nucléaire est conçue de manière à pouvoir utiliser du combustible dont la matière fissile est constituée soit d'oxyde d'uranium faiblement enrichi en uranium 235, soit d'un mélange d'oxyde d'uranium et d'oxyde de plutonium.	C1	<p>La gestion de référence du combustible est une gestion UO2 enrichi à <span style="border: 1px solid black; padding: 0 2px;"> </span>% en U235.</p> <p>Le combustible est constitué de dioxyde d'uranium (UNE ou URE) fritté, de dioxyde mixte d'uranium et de Gadolinium (Gd) fritté ou de dioxyde mixte Uranium-Plutonium (MOX) fritté (§4.2.2.2.2 <i>Combustible</i>).</p>
<b>II-1.</b>	<p>Des dispositions sont prises pour garantir, tout au long de la vie de l'installation, l'intégrité :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- de la cuve du réacteur, de l'enveloppe des générateurs de vapeur ainsi que du pressuriseur et des volutes des pompes principales du circuit primaire ;</li> <li>- des tuyauteries primaires et secondaires principales pour lesquelles la survenue d'une rupture circonferentielle doublement débattue n'est pas retenue dans les conditions de fonctionnement de référence étudiées dans le rapport de sûreté.</li> </ul> <p>Ces dispositions doivent couvrir l'ensemble des aspects suivants :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- la qualité de la conception et la vérification associée ;</li> <li>- la qualité de la fabrication et les contrôles associés ;</li> <li>- le suivi en service devant rendre hautement improbables non seulement l'apparition d'altérations de l'équipement remettant en cause la prévention des différents modes d'endommagement mais aussi l'absence de détection à temps de ces altérations si elles survenaient néanmoins.</li> </ul>	C1	<p>Les dispositions de conception sont détaillées dans les chapitres suivants :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- 3.6 : Systèmes et composants mécaniques ;</li> <li>- 5.3 : Cuve du réacteur et matériels connexes ;</li> <li>- 5.4.2 : Générateurs de vapeur ;</li> <li>- 5.4.4 : Pressuriseur ;</li> <li>- 5.4.1 : Groupes Motopompes Primaires ;</li> <li>- 5.4.3 : Tuyauteries primaires.</li> </ul> <p>Les règles de conception des matériels de niveau de qualité de conception et de réalisation Q1 sont données en §5.2.1 et les exigences appliquées aux composants non ruptibles en §5.2.6.</p> <p>La mise en œuvre de l'exclusion de rupture pour les tuyauteries primaires et secondaires principales est détaillée en :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- 3.4.2.3 : Démarche d'exclusion de rupture des tuyauteries Haute et Moyenne Energie ;</li> <li>- 5.2.3 : Exclusion de rupture sur les tuyauteries primaires principales ;</li> <li>- 10.5 : Mise en œuvre de l'exclusion de rupture pour les lignes vapeur principales à l'intérieur et à l'extérieur de l'enceinte de confinement.</li> </ul>

Index	Décret n° 2007-534 du 10 avril 2007 autorisant la création de l'installation nucléaire de base dénommée Flamanville 3, comportant un réacteur nucléaire de type EPR, sur le site de Flamanville (Manche)	Conformité EPR	Commentaires
II-2.	<p>Les accidents avec fusion du cœur pouvant conduire à des rejets précoces importants font l'objet de mesures de prévention, reposant sur des dispositions de conception, complétées si nécessaire par des dispositions d'exploitation, dont la performance et la fiabilité doivent permettre de considérer ce type de situation comme exclu.</p> <p>Les situations accidentelles identifiées à ce jour sont :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- les situations de fusion du cœur survenant alors que le circuit primaire est à haute pression (II-2.a.) ;</li> <li>- les situations de fusion du cœur dans la piscine de désactivation du combustible usé (II-2.b.) ;</li> <li>- les accidents de réactivité résultant d'une introduction rapide dans le circuit primaire d'eau froide ou d'eau insuffisamment riche en absorbant neutronique soluble (II-2.c.) ;</li> <li>- les situations de fusion du cœur avec contournement du confinement soit via les générateurs de vapeur ou les circuits connectés au circuit primaire qui sortent de l'enceinte de confinement, soit lors de l'ouverture de l'enceinte de confinement pendant les états d'arrêt (II-2.d.) ;</li> <li>- les détonations globales d'hydrogène ainsi que les explosions de vapeur en cuve et hors cuve susceptibles de porter atteinte à l'intégrité de l'enceinte de confinement (II-2.e.).</li> </ul>	C1	<p>Une combinaison de méthodologies déterministes et probabilistes est utilisée pour apporter la démonstration de « l'élimination pratique » des séquences conduisant à des rejets précoces importants. Les situations concernées dans cette approche sont les suivantes :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- les situations de fusion du cœur survenant alors que le circuit primaire est à haute pression (19.2.4.1) ;</li> <li>- les situations de fusion du cœur dans la piscine de désactivation du combustible usé (19.2.4.6.) ;</li> <li>- les accidents de réactivité résultant d'une introduction rapide dans le circuit primaire d'eau froide ou d'eau insuffisamment riche en absorbant neutronique soluble (19.2.4.2.) ;</li> <li>- les préventions des by-passes de l'enceinte de confinement (19.2.4.5) ;</li> <li>- les détonations globales d'hydrogène ainsi que les explosions de vapeur en cuve et hors cuve susceptibles de porter atteinte à l'intégrité de l'enceinte de confinement (19.2.4.3 et 19.2.4.4).</li> </ul>
III-1.1.1.	Tant qu'un assemblage de combustible est présent dans la cuve, la concentration de l'eau du circuit primaire en absorbant neutronique soluble est surveillée en permanence (III-1.1.1.a).	C1	<p>Sur l'EPR, la concentration en bore est mesurée dans le fluide primaire au niveau du circuit de contrôle volumétrique et chimique (sous chapitre §9.3.2 RCV) et du circuit d'échantillonnage (REN).</p> <p>La section 7.5.9 <i>Instrumentation du bore</i> présente la station de boremètres qui permet de mesurer la concentration en bore dans le RCV. Le boremètre, utilisé sur le circuit d'échantillonnage du REN pour mesurer la concentration en bore dans le circuit primaire est abordé dans la section 9.3.1. <i>Système d'échantillonnage de l'îlot nucléaire</i>.</p>
III-1.1.1.	Dès lors que le combustible nécessaire au fonctionnement normal du réacteur est chargé dans la cuve, la réaction nucléaire est surveillée en permanence. Les moyens de mesure en place permettent d'effectuer cette surveillance au-delà de la puissance thermique de dimensionnement du réacteur (III-1.1.1.b).	C1	Le système d'instrumentation externe (7.5.3) est conçu avec trois niveaux de mesure : les niveaux source, intermédiaire et puissance. Le système RPN réalise l'acquisition du flux neutronique selon les différents états du réacteur et permet une surveillance au-delà de la puissance thermique de dimensionnement du réacteur.
III-1.1.1.	Ces moyens de mesure et l'intensité des sources de comptage associées sont choisis et maintenus à un niveau de performances tel que l'exploitant n'ait jamais à faire démarrer la circulation de l'eau du circuit primaire principal ni à entreprendre la diminution de la concentration de cette eau en absorbant neutronique soluble sans disposer d'une mesure significative du flux neutronique (III-1.1.1.c).	C1	<p>Le fonctionnement du système d'instrumentation externe est étudié en sous-section 7.5.3.4. Les essais périodiques et de calibrages ainsi que la maintenance réalisée afin de maintenir le niveau de performance sont détaillés :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- dans le paragraphe 2.5 de l'instrumentation interne du cœur (7.5.2);</li> <li>- dans le paragraphe 5 de l'instrumentation externe du cœur (7.5.3).</li> </ul> <p>De plus, les RGE détaillent les exigences de disponibilité des chaînes.</p>
III-1.1.1.	Le suivi de la distribution de puissance dans le cœur est assuré par différents systèmes de mesure neutronique répartis dans et en dehors du cœur (III-1.1.1.d).	C1	<p>Le suivi de la distribution de puissance dans le cœur est assuré par :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- l'instrumentation interne du cœur (7.5.2);</li> <li>- l'instrumentation externe du cœur (7.5.3).</li> </ul>

Index	Décret n° 2007-534 du 10 avril 2007 autorisant la création de l'installation nucléaire de base dénommée Flamanville 3, comportant un réacteur nucléaire de type EPR, sur le site de Flamanville (Manche)	Conformité EPR	Commentaires
III-1.1.2.	<p>A n'importe quel niveau de puissance, lorsque le cœur est critique, le bilan des contre-réactions neutroniques doit assurer un comportement intrinsèquement stable en cas d'excursion de puissance.</p> <p>En particulier :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- le coefficient de température du combustible doit être négatif par conception ;</li> <li>- le coefficient de vide du réfrigérant primaire doit être négatif par conception ;</li> <li>- le coefficient de température du modérateur doit être négatif depuis les conditions de puissance nulle à chaud jusqu'aux conditions de fonctionnement nominal ; après chaque chargement du réacteur en combustible nucléaire, ce point est systématiquement vérifié lors des essais physiques de redémarrage et, le cas échéant, un nombre limité de grappes de commande peut être inséré temporairement dans le cœur afin de satisfaire à ce critère en début de cycle (III-1.1.2.a).</li> </ul>	C1	<p>Les coefficients de réactivité reflètent les variations du facteur de multiplication des neutrons dues à un changement d'un paramètre de fonctionnement de la centrale et sont présentés en section 4 du sous-chapitre 4.3 <i>Conception neutronique</i> :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- l'utilisation d'uranium légèrement enrichi garantit le fait que le coefficient de température du combustible (Doppler) soit négatif (4.3.4.1);</li> <li>- le coefficient de vide (4.3.4.2.b) est négatif à la température de fonctionnement et le devient encore plus avec l'épuisement du combustible ;</li> <li>- le coefficient de réactivité de température du modérateur (4.3.4.2. a) est négatif, depuis les conditions de puissance nulle à chaud jusqu'aux conditions de fonctionnement nominal.</li> </ul> <p>Les coefficients de température (de densité) du modérateur sont présentés pour le cycle P1-N1 et pour le cycle d'équilibre P5 de la première gestion du combustible au 4.3 TAB 3.</p>
III-1.1.2.	<p>La réactivité du cœur est contrôlée par deux moyens indépendants, comportant un absorbant neutronique inclus dans les grappes de commande et l'autre un absorbant neutronique soluble dans l'eau de refroidissement du cœur, étant entendu que l'un au moins de ces moyens est capable de maintenir l'arrêt sous-critique du réacteur.</p>	C1	<p>Le sous chapitre 4.5 <i>Contrôle de la réactivité</i> décrit les bases de conception et les exigences fonctionnelles utilisées dans la conception fonctionnelle des systèmes de contrôle de la réactivité. Deux systèmes indépendants de contrôle de la réactivité sont mis en place, à savoir les grappes de contrôle et le bore soluble dans le fluide de refroidissement.</p> <p>Le système des grappes de contrôle peut compenser les effets de la réactivité dus à des changements de température du combustible et du modérateur qui accompagnent les changements de niveau de puissance lors du passage de pleine puissance à puissance nulle.</p> <p>Les systèmes de borication peuvent compenser toutes les variations de concentration du xénon et variations de densité entraînant des changements de réactivité, et ils doivent permettre au réacteur d'aller vers l'arrêt à froid et de l'y maintenir.</p>
III-1.1.2.	<p>Les éventuelles déformations des assemblages de combustible en fonctionnement normal ou à la suite d'un transitoire, d'un incident ou d'un accident de référence ne doivent pas empêcher la chute, dans les délais requis, des grappes de commande permettant l'arrêt du réacteur (III-1.1.2.b).</p>	C2	<p>La stabilité mécanique des tubes-guides et des grilles sous l'effet des chargements dynamiques est vérifiée dans l'analyse de sûreté section 3 du sous-chapitre 4.2 : <i>Conception du combustible</i>. Dans tous les cas, les déformations ou ruptures des composants n'entravent pas l'arrêt automatique du réacteur par la chute des grappes de commande.</p> <p>Les essais de chute de grappes de commande visent à mesurer le temps de chute jusqu'à l'entrée de l'amortisseur ainsi que le temps nécessaire pour parcourir celui-ci. L'objectif est de justifier la conception des tubes-guides. Ils permettent de vérifier le temps de chute des grappes et le respect des critères de conception.</p> <p>Le fonctionnement incidentel et accidentel est décrit dans les chapitres 15 et 19.</p>
III-1.1.2.	<p>Outre le système utilisé en fonctionnement normal pour réguler la concentration en absorbant neutronique de l'eau du circuit primaire, la fonction de contrôle de la réactivité est assurée, sans solliciter l'ouverture des soupapes de sûreté du pressuriseur du circuit primaire principal, par un autre système d'injection d'absorbant neutronique composé de deux sous-systèmes capables chacun d'assurer l'arrêt du réacteur à la suite d'un transitoire, incident ou accident de référence autre qu'une perte de réfrigérant primaire (III-1.1.2.c).</p>	C1	<p>La borication de sécurité (sous-chapitre 6.7 <i>Système de Borication de Sûreté (RBS)</i> ) comporte deux trains indépendants ayant une capacité de <math>\square\%</math> (correspondant à la quantité de bore devant être injectée dans le RCP).</p> <p>Les caractéristiques du RBS (volume d'eau, débits, et concentration en bore) permettent un apport suffisant d'anti-réactivité pour atteindre l'état contrôlé, l'état sûr ou l'état final des événements PCC ou RRC-A sans qu'il conduise à l'ouverture des soupapes de sûreté du pressuriseur.</p>

Index	Décret n° 2007-534 du 10 avril 2007 autorisant la création de l'installation nucléaire de base dénommée Flamanville 3, comportant un réacteur nucléaire de type EPR, sur le site de Flamanville (Manche)	Conformité EPR	Commentaires
III-1.1.3.	En cas d'évolution anormale des paramètres physiques liés à la réactivité, des dispositifs automatiques permettent l'arrêt du réacteur, notamment en cas de dépassement significatif de la puissance thermique maximale de fonctionnement du réacteur.	C1	Le système de protection (7.3.1 : <i>Architecture du système de protection (PS)</i> ) met en oeuvre les fonctions automatiques classées F1A permettant de réaliser l'arrêt automatique du réacteur et d'engager les fonctions appropriées en cas notamment d'évolution anormale des paramètres liés à la réactivité sur la base de la surveillance de la réactivité qui est assurée par : <ul style="list-style-type: none"> <li>- l'instrumentation interne du coeur (7.5.2),</li> <li>- l'instrumentation externe du coeur (7.5.3).</li> </ul>
III-1.2.	La conception du râtelier d'entreposage sous eau des assemblages de combustible doit permettre d'exclure tout risque de criticité, non seulement dans les conditions normales d'entreposage, mais également dans le cas d'une concentration nulle de l'eau de la piscine en absorbant neutronique dissous.	C1	La conception du râtelier d'entreposage sous eau du combustible est présentée dans le sous-chapitre 9.1.2 <i>Râtelier d'entreposage sous eau du combustible</i> . Les hypothèses de modération optimale utilisées pour le calcul sont données dans le sous-chapitre 4.3. Le râtelier d'entreposage sous eau est étudié pour que le facteur Keff, toutes incertitudes comprises, reste inférieur à : <ul style="list-style-type: none"> <li>- 0,95 en fonctionnement normal ;</li> <li>- 0,98 en situations accidentelles : cette sous-criticité est vérifiée en considérant les situations accidentelles de concentration en bore nulle dans la piscine.</li> </ul>
III-2.1.1.	Des systèmes de refroidissement permettent, pour toutes les situations normales d'exploitation, d'assurer en permanence l'évacuation de la puissance thermique des assemblages de combustible en garantissant, avec des marges suffisantes, l'intégrité de ces assemblages (III-2.1.1.a).	C1	Le circuit primaire (sous-chapitre 5.1 : <i>Description sommaire du circuit primaire</i> ) et le circuit secondaire (sous-chapitres 10.1 <i>Description sommaire</i> et 10.3 <i>Circuit de vapeur principale (partie classée de sûreté)</i> ) sont dimensionnés pour une puissance chaudière de 4500 MWth.
III-2.1.1.	Lorsque les pompes primaires sont en fonctionnement, le débit de circulation de l'eau dans le circuit primaire doit assurer une évacuation satisfaisante de la chaleur produite au sein des assemblages de combustible sans que la force exercée par la circulation de l'eau porte atteinte au maintien en position ou à l'intégrité des assemblages de combustible dans le coeur (III-2.1.1.b).	C1	L'analyse de sûreté du sous-chapitre 4.2 <i>Conception du combustible</i> justifie la conception de l'assemblage de combustible par trois démarches : les études analytiques, les essais mécaniques et les essais d'endurance en boucle hydraulique, et l'expérience d'irradiation. <p>En fonctionnement nominal, les forces hydrauliques sont calculées avec le débit mécanique de conception, en prenant en compte la valeur minimale du débit de contournement du coeur. Aux conditions d'arrêt à froid, les forces hydrauliques sont calculées avec les mêmes débits (cuve et contournement du coeur) mais en prenant en compte la différence de densité du réfrigérant. Ceci correspond à des valeurs enveloppes pour le fonctionnement normal.</p> <p>Le rapport de conception mécanique FS10000099 révision 9.0 apporte la justification du maintien et de l'intégrité des assemblages en conditions de fonctionnement normal et accidentel. De plus, les différents chapitres de ce rapport indiquent les essais en support à la conception.</p>
III-2.1.1.	Les situations nécessitant par conception un abaissement du niveau d'eau dans le circuit primaire au cours des états d'arrêt où le coeur est dans la cuve doivent être définies et justifiées, de même que les dispositions mises en oeuvre pour faire face aux risques associés, incluant les marges de conception, l'instrumentation et les procédures adéquates (III-2.1.1.c).	C1	Les situations nécessitant un abaissement du niveau d'eau dans le circuit primaire au cours des états d'arrêt sont définies en 13.2.1 <i>Principes de conduite normale</i> et encadrées par les STE. Dans ces situations, le système RCV assure le maintien d'un niveau d'eau adéquate dans le circuit (sous-chapitre 9.3.2 <i>Contrôle volumétrique et chimique</i> ). <p>Les conditions initiales supposées dans les études PCC couvrent tous les états possibles du réacteur allant du fonctionnement à pleine puissance à l'arrêt à froid. Six domaines d'études sont définis (voir 15.0 TAB 1).</p>
III-2.1.2.	Tant qu'un assemblage de combustible est présent dans la cuve, l'inventaire en eau du circuit primaire et l'efficacité du refroidissement du combustible sont surveillés en permanence.	C1	Le système RCV (sous-chapitre 9.3.2 <i>Contrôle volumétrique et chimique</i> ) assure le contrôle continu, pour toutes les conditions normales de fonctionnement de la tranche, de l'inventaire en eau du circuit primaire.

Index	Décret n° 2007-534 du 10 avril 2007 autorisant la création de l'installation nucléaire de base dénommée Flamanville 3, comportant un réacteur nucléaire de type EPR, sur le site de Flamanville (Manche)	Conformité EPR	Commentaires
			L'instrumentation des thermocouples de sortie coeur (7.5.2 <i>Instrumentation interne du coeur</i> ) est utilisée en fonctionnement normal pour fournir la distribution radiale de température dans le coeur et pour évaluer l'état de la tranche lors d'une phase post-accidentelle.
III-2.1.3.	Des dispositifs automatiques provoquent l'arrêt du réacteur en cas d'évolution anormale des paramètres physiques relatifs à l'inventaire en eau ou à l'efficacité du refroidissement du coeur (III-2.1.3.a).	C1	Le système de protection (7.3.1 <i>Architecture du système de protection (PS)</i> ) met en oeuvre les fonctions automatiques classées F1A permettant de réaliser l'arrêt automatique du réacteur et d'engager les fonctions appropriées en cas notamment d'évolution anormale des paramètres physiques relatifs à l'inventaire en eau ou à l'efficacité du refroidissement du coeur.
III-2.1.3.	Des systèmes de refroidissement de secours du coeur doivent permettre, pour tout incident ou accident de référence ainsi que pour les conditions de fonctionnement avec défaillances multiples considérées dans le rapport de sûreté, d'assurer un inventaire en eau suffisant dans le circuit primaire et d'évacuer la puissance résiduelle du coeur (III-2.1.3.b).	C1	En cas d'accidents de perte de l'inventaire en eau du primaire ou de contraction importante du fluide primaire, le système RIS (sous-chapitre 6.3 : <i>Système d'injection de sécurité</i> ) assure le maintien de l'inventaire en eau suffisant dans le primaire pour évacuer la puissance résiduelle du coeur.  Les études d'incidents ou accidents de référence sont présentées en chapitre 15 et les conditions de fonctionnement avec défaillances multiples en chapitre 19.
III-2.1.3.	Bien que des dispositions soient prises pour empêcher la survenue d'une rupture circonférentielle doublement débattue d'une tuyauterie primaire principale, un des systèmes de refroidissement de secours doit pouvoir assurer ses fonctions pour une brèche ayant un débit massique de perte en eau équivalant à celui résultant d'une telle rupture (III-2.1.3.c)	C1	La rupture guillotine doublement débattue d'une tuyauterie primaire est étudiée en tant qu'étude spécifique dans le chapitre 19 (19.3.2.1a <i>APRP 2A</i> ) en valorisant le RIS avec pour conclusion le respect : <ul style="list-style-type: none"><li>- de la valeur de découplage retenue pour la qualification des matériels dans l'enceinte</li><li>- des critères de découplage relatifs à l'endommagement des assemblages du combustible.</li></ul>
III-2.1.3.	Par ailleurs, un système de secours de l'alimentation en eau des générateurs de vapeur doit permettre : <ul style="list-style-type: none"><li>- pour tout transitoire de référence, d'assurer le refroidissement du circuit primaire, puis l'évacuation de la puissance résiduelle du coeur (III-2.1.3.d);</li><li>- pour tout incident ou accident de référence ainsi que pour les conditions de fonctionnement avec défaillances multiples sans perte totale du refroidissement par le circuit secondaire, d'assurer le refroidissement du circuit primaire jusqu'aux conditions de fonctionnement d'un système de refroidissement de secours du coeur (III-2.1.3.e).</li></ul>	C1	Dans les cas où tous les systèmes d'alimentation normale en eau des GV sont indisponibles (ARE et AAD), le système ASG ( 6.6 <i>Alimentation de secours des générateurs de vapeur</i> ) assure l'alimentation de secours en eau des GV. Il permet d'évacuer via le VDA (ou les soupapes de sûreté des GV), la puissance résiduelle maximale du réacteur, suivant l'arrêt du réacteur après un fonctionnement continu à la puissance nominale et d'amener le réacteur dans un état sûr.  Le système est conçu pour évacuer la puissance résiduelle de telle façon que les limites du combustible et les valeurs de conception du circuit primaire ne soient pas dépassées. Le paragraphe 2.2 du sous-chapitre 6.6 présente les hypothèses de dimensionnement du circuit ASG, afin de respecter le critère ci-dessus.  La situation considérée pour le dimensionnement en terme de débit ASG est la rupture d'une tuyauterie d'eau alimentaire (accident de catégorie PCC-4 : 15.2.4c <i>Rupture de tuyauterie d'eau alimentaire</i> ) en postulant la défaillance d'une des quatre pompes ASG. Ceci couvre les autres situations incidentelles ou accidentelles décrites aux chapitres 15 et 19.
III-2.2.1.	Tout au long de l'exploitation du râtelier d'entreposage du combustible sous eau, une surveillance de l'inventaire en eau de la piscine du râtelier et de l'efficacité de son refroidissement est assurée en permanence.	C1	L'instrumentation du système PTR (sous-chapitre 9.1.3 <i>Traitement et refroidissement de l'eau des piscines</i> ), ainsi que la conception du râtelier d'entreposage du combustible sous eau (sous-chapitre 9.1.2 <i>Râtelier d'entreposage sous eau du combustible</i> ), permettent de surveiller en permanence l'inventaire en eau et l'efficacité du refroidissement (mesures analogiques de débit sur les trains de refroidissement et leur source froide, mesures analogiques de température dans la piscine de désactivation, mesures analogiques et Tout-Ou-Rien de niveau dans la piscine de désactivation).

Index	Décret n° 2007-534 du 10 avril 2007 autorisant la création de l'installation nucléaire de base dénommée Flamanville 3, comportant un réacteur nucléaire de type EPR, sur le site de Flamanville (Manche)	Conformité EPR	Commentaires
III-2.2.2.	<p>Des systèmes réalisant les fonctions de gestion de l'inventaire en eau de la piscine du râtelier et de son refroidissement permettent d'assurer que la puissance résiduelle du combustible qui y est entreposé est en permanence évacuée (III-2.2.2.a).</p> <p>Les systèmes de refroidissement disposent d'une capacité d'échange dimensionnée pour permettre d'évacuer en permanence la puissance résiduelle du combustible entreposé en maintenant la température de l'eau de la piscine du râtelier sous son point d'ébullition. Ils doivent être également conçus pour pouvoir démarrer et fonctionner en situation d'ébullition de l'eau de la piscine du râtelier (III-2.2.2.b).</p>	C1	<p>Le circuit de refroidissement de l'eau des piscines ainsi que les systèmes d'appoint disponibles, abordés dans la section 9.1.3, permettent d'évacuer en permanence la puissance résiduelle dans toutes les situations (voir notamment les sous-chapitres 15.2, 19.1 et 19.2.4).</p> <p>Les échangeurs des trains de refroidissement de la piscine de désactivation disposent d'une capacité d'échange qui a été dimensionnée pour évacuer en permanence la puissance résiduelle du combustible entreposé en maintenant la température de l'eau de la piscine du râtelier sous son point d'ébullition.</p> <p>Le système de refroidissement est conçu pour démarrer et fonctionner en situation d'ébullition de la piscine combustible. Notamment, les circuits sont dimensionnés pour véhiculer de l'eau à température élevée, les pompes PTR sont qualifiées vis-à-vis du choc thermique pouvant se produire au démarrage et certaines dispositions opératoires pour le train principal n°2 permettent de garantir l'absence de vaporisation du fluide dans les tuyauteries (cf. 9.1.3.4.2.2).</p>
III-2.2.2.	<p>Toute fuite ou brèche survenant sur un circuit susceptible de véhiculer de l'eau de la piscine du râtelier :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- soit est considérée comme exclue par un ensemble de dispositions couvrant les mêmes aspects que ceux mentionnés au II-1 du présent article ;</li> <li>- soit ne doit pas conduire à un découvrément direct des assemblages de combustible en cours de manutention ou entreposés dans le râtelier.</li> </ul> <p>Pour les assemblages entreposés, cette absence de découvrément doit être obtenue même en l'absence de toute action d'isolement (III-2.2.2.c).</p>	C1	<p>Les fuites ou brèches survenant sur un circuit véhiculant de l'eau de la piscine du râtelier sont exclues par conception pour les tronçons décrits au §9.1.3.2.3.4.</p> <p>Les dispositions permettant d'exclure toute fuite ou brèche sont présentées en sous-section 3.4.2.4 <i>Exclusion de rupture des tuyauteries Moyenne Energie</i>.</p> <p>Pour autant, les conséquences d'une fuite sur ces tronçons sont étudiées selon les règles et hypothèses associées aux conditions de fonctionnement de référence PCC dans la section 15.2.4t.</p> <p>De plus, des fuites conventionnelles concernant le tube de transfert et ses équipements de raccordement aux peaux métalliques d'étanchéité des piscines du BR et du BK sont étudiées en tant que séquence RRC-A dans la section 19.1.3Fsq.</p> <p>Ces études démontrent l'absence de découvrément direct des assemblages combustibles en cours de manutention ou entreposés dans le râtelier.</p> <p>Toute autre fuite ou brèche ne conduit pas à un découvrément direct des assemblages combustibles en cours de manutention ou entreposés dans le râtelier, grâce aux dispositions d'installation décrites dans le §9.1.3.3.1.3, ainsi que certaines dispositions de fonctionnement (isolements automatiques des lignes de vidange en fond de compartiment, isolement du troisième train lorsqu'il est à l'arrêt et interdiction de manutention combustible en cas de démarrage préventif du troisième train). Ces fuites ou brèches sont par ailleurs analysées dans les sections 15.2.3t et 15.2.4r du RDS. Ces études démontrent l'absence de découvrément direct des assemblages combustibles en cours de manutention ou entreposés dans le râtelier.</p> <p>Pour les assemblages entreposés, cette absence de découvrément est obtenue même en l'absence de toute action d'isolement.</p>
III-2.2.2.	<p>Dans les situations de vidange partielle accidentelle rendant inopérante l'aspiration de l'eau de la piscine du râtelier par les systèmes de refroidissement, un système de secours d'appoint en eau doit permettre :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- d'éviter le découvrément différé par ébullition des assemblages de combustible entreposés dans le râtelier ;</li> <li>- de restituer un niveau d'eau suffisant pour remettre en service un système de refroidissement (III-2.2.2.d).</li> </ul>	C1	<p>En cas de vidange conduisant à la perte du refroidissement de la piscine ou baisse de niveau par évaporation, le système JAC permet d'éviter le découvrément du combustible entreposé dans le râtelier, et d'atteindre un niveau en piscine suffisant pour permettre le redémarrage d'au moins un train de refroidissement (voir section 9.1.3).</p> <p>Via le système JPI, le système JAC permet de compenser le débit d'évaporation de la piscine pour les puissances résiduelles maximales avec des marges significatives, ce qui permet d'éviter le découvrément différé par ébullition</p>

Index	Décret n° 2007-534 du 10 avril 2007 autorisant la création de l'installation nucléaire de base dénommée Flamanville 3, comportant un réacteur nucléaire de type EPR, sur le site de Flamanville (Manche)	Conformité EPR	Commentaires
			des assemblages entreposés dans le râtelier et de restituer un niveau d'eau suffisant pour remettre en service un train de refroidissement dans toutes les situations (voir section 9.5.1.2).
III-3.1.	Une surveillance du confinement de la matière radioactive du combustible nucléaire par le gainage des crayons de combustible est mise en œuvre. Cette surveillance est adaptée aux différentes phases d'entreposage, de manutention et d'exploitation des assemblages de combustible sur le site (III-3.1.a).	C1	<p>La surveillance de la tranche est notamment assurée par le système KRT (sous-chapitre 9.5.7 <i>Système de surveillance et de détection</i>). La détection d'un accident de manutention combustible est assurée par la surveillance du débit de dose dans les zones de manutention combustible. Sur détection d'un débit de dose anormal dans les zones de manutention combustible du BR ou du BK, le système KRT initie les actions de confinement respectivement de l'air du BR ou du BK. En cas de transitoires conduisant à des ruptures de gaines du combustible dans le coeur sans isolement enceinte, les chaînes situées sur le REN et le RCV détectent une augmentation anormale d'activité et isolent automatiquement des lignes véhiculant du fluide primaire en dehors du BR.</p> <p>Les assemblages de combustible font l'objet de contrôles/examens lors des différents cycles de manutention :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- visuel sur les assemblages de combustible neufs (4.2.2.2.4. <i>Manutention et stockage de l'assemblage de combustible</i>);</li> <li>- ressuage en sortie de cuve lors du déchargement (9.1.4 <i>Système de manutention du combustible (PM)</i>) ;</li> <li>- surveillance video en manutention sous eau (9.1.4 <i>Système de manutention du combustible (PM)</i>).</li> </ul>
III-3.1.	Seuls des assemblages combustibles dont le gainage a été conçu et réalisé de manière à être intègre dans les conditions de fonctionnement normal et lors des transitoires incidentels les plus probables peuvent être chargés dans le réacteur nucléaire (III-3.1.b).	C1	<p>La conception des assemblages combustibles est détaillée au paragraphe 4.2.1 <i>Base de conception</i>.</p> <p>La fabrication et le contrôle sont détaillés au paragraphe 4.2.2.2.3. <i>Fabrication et contrôle</i>.</p> <p>De plus, le critère d'absence de dégradation des gaines combustible dans les situations de référence les plus probables s'applique aux PCC-2 conformément aux règles d'études définies au chapitre 15.0.</p>
III-3.1.	Les conditions d'entreposage des assemblages de combustible dans la piscine de désactivation doivent assurer la prévention et la protection des gaines des crayons de combustible contre tout risque d'endommagement (III-3.1.c).	C1	<p>Les assemblages de combustible sont protégés au cours de l'insertion et pendant la durée de leurs entreposages. Les conditions d'entreposage des assemblages de combustible dans la piscine de désactivation sont présentées dans le paragraphe 9.1.2.4.2.3. <i>Contribution au confinement des substances radioactives</i>.</p> <p>Comme mentionné dans le chapitre 9.6, la qualité d'eau de la piscine de désactivation est contrôlée selon les préconisations du Programme de Principe d'Essais et les Procédures d'Exécution d'Essai (au cours du 1er démarrage) et les exigences définies dans les Documents Standards des Spécifications Chimiques et Radiochimiques (cycles en exploitation) afin de prévenir les risques de corrosion de la gaine combustible.</p>
III-3.2.	A partir du moment où le circuit primaire est fermé, son activité et ses fuites sont surveillées en permanence et un bilan de ces dernières est réalisé périodiquement (III-3.2.a).	C1	<p>Hormis les chaînes réalisant uniquement des prélèvements, le système KRT transmet en continu les valeurs d'activité mesurées. La surveillance réalisée par le système KRT vis-à-vis des différents systèmes est présentée en 9.5.7.1.3.2.2 <i>Fonctionnement en régime permanent du système</i>.</p> <p>Deux types de fuites distincts sont considérés sur le RCP :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- les fuites quantifiées sur le circuit primaire qui sont collectées par le système et réparties sur les capacités dédiées,</li> <li>- les fuites non quantifiées sur le circuit primaire qui ne peuvent être localisées ou détectées autrement que par un bilan de fuite.</li> </ul> <p>Les fuites non quantifiées sont périodiquement estimées par bilan de fuite.</p>

Index	Décret n° 2007-534 du 10 avril 2007 autorisant la création de l'installation nucléaire de base dénommée Flamanville 3, comportant un réacteur nucléaire de type EPR, sur le site de Flamanville (Manche)	Conformité EPR	Commentaires
III-3.2.	Pour les situations d'exploitation où l'évacuation de la chaleur du circuit primaire est assurée par les générateurs de vapeur, une instrumentation adaptée permet plus particulièrement de surveiller en continu le maintien de l'intégrité du circuit primaire au niveau du faisceau tubulaire de chaque générateur de vapeur (III-3.2.b).	C1	<p>La surveillance de l'intégrité des tubes de Générateurs de Vapeur, via le système KRT, est assurée par le suivi de l'activité secondaire (§9.5.7.1.3.2.2.5. <i>Surveillance des Générateurs de vapeur</i>) :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- par les chaînes situées sur les lignes d'échantillonnage du circuit secondaire RES,</li> <li>- par les chaînes situées sur les lignes du système de vapeur principal VVP.</li> </ul> <p>Cette détection est renforcée par la surveillance de l'activité des incondensables du circuit de mise sous vide du condenseur (CVI).</p>
III-3.2.	Afin de réduire le risque de rejets en eau du circuit primaire dans l'environnement en cas de rupture d'un ou de plusieurs tubes de générateurs de vapeur, la pression de refoulement du système de refroidissement de secours assurant l'injection d'eau dans le circuit primaire dans ces situations est inférieure au point de consigne d'ouverture des soupapes de protection du circuit secondaire (III-3.2.c).	C1	<p>Le système RIS-RA (§6.3.2.2.3. <i>Confinement des substances radioactives</i>) est conçu de façon à pratiquement éliminer le risque de bipasse du confinement. Afin d'éviter une fuite de fluide primaire vers l'extérieur en cas de rupture de tube d'un générateur vapeur, les pompes ISMP sont conçues avec une pression de refoulement inférieure à la pression de tarage des soupapes de sûreté du système VVP.</p>
III-3.3.	<p>La cuve du réacteur est placée dans une enceinte de confinement comprenant :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- une paroi interne en béton précontraint revêtue sur sa face intérieure d'une peau d'étanchéité ;</li> <li>- un espace annulaire maintenu à une pression inférieure à la pression extérieure ;</li> <li>- une paroi externe de protection en béton armé (III-3.3.a).</li> </ul>	C1	<p>Le bâtiment réacteur (§3.5.0.2.1.) est composé d'une enceinte double et comprend :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- Une enceinte interne en béton précontraint équipée sur la face interne d'une peau métallique ;</li> <li>- Une enceinte externe destinée d'une part à protéger l'enceinte interne et d'autre part à assurer le confinement dynamique.</li> </ul> <p>Les deux enceintes sont séparées par l'espace entre enceintes (EEE) en dépression par rapport à la pression atmosphérique (voir section 6.2.2 <i>Système de mise en dépression de l'espace entre enceinte (EDE)</i>).</p>
III-3.3.	<p>La paroi interne de l'enceinte de confinement est conçue et réalisée pour faire face en particulier aux conditions de température et de pression qui résulteraient de la rupture complète d'une tuyauterie primaire principale. Elle est par ailleurs conçue et réalisée de telle manière que son étanchéité est assurée :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- sans nécessiter à court terme d'évacuation de la puissance résiduelle hors de l'enceinte, y compris après un accident avec fusion du cœur ;</li> <li>- en cas de déflagration globale de la quantité maximale d'hydrogène qui pourrait être contenue dans l'enceinte de confinement au cours d'un accident de fusion du cœur à basse pression (III-3.3.b).</li> </ul>	C1	<p>Le dimensionnement de l'enceinte interne en béton précontraint est défini au paragraphe 3.1 de la section 3.5.1 <i>Enceinte interne avec peau métallique</i> et prend en compte l'APRP (rupture guillotine doublement débattue du circuit primaire principal).</p> <p>Le dimensionnement de l'enceinte de confinement vis à vis des pressions et températures en accident grave est démontré en section 19.2.2.5 <i>Pression et température dans l'enceinte de confinement</i>.</p>
III-3.3.	Toute fuite de la paroi interne de l'enceinte de confinement est collectée et filtrée avant rejet dans l'environnement. L'activité de ces rejets collectés et filtrés fait l'objet d'une surveillance permanente et d'une comptabilisation (III-3.3.c).	C1	<p>Le système de mise en dépression de l'EEE, présenté en sous-chapitre 6.2.2, assure le confinement des substances radioactives en fonctionnement dégradé par :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- l'efficacité de la filtration iode et THE,</li> <li>- le maintien en dépression de l'EEE.</li> </ul> <p>Lors de leurs rejets à la cheminée du BAN, les fuites font l'objet d'une surveillance permanente par le système KRT (sous-chapitre 9.5.7.1 <i>Surveillance de la tranche et du BTE</i>).</p>
III-3.3.	A l'exception des traversées des lignes d'eau et de vapeur du circuit secondaire principal, les traversées et les ouvertures de l'enceinte de confinement conduisent à des bâtiments périphériques présentant des capacités de confinement adéquates (III-3.3.d).	C1	<p>La capacité de confinement adéquate est jugée au regard des conséquences radiologiques et des conséquences sur l'habitabilité en salle de commande des accidents qui nécessitent l'isolement de l'enceinte (APRP, Accidents Graves notamment) (voir chapitres 6.2.1.1.3 <i>Prévention du bypass de l'enceinte</i>, 6.4 <i>Habitabilité de la Salle de Commande</i>, 15.3 <i>Conséquences radiologiques</i> et 19.2.3 <i>Aspects radiologiques des accidents de fusion du cœur</i>).</p>

Index	Décret n° 2007-534 du 10 avril 2007 autorisant la création de l'installation nucléaire de base dénommée Flamanville 3, comportant un réacteur nucléaire de type EPR, sur le site de Flamanville (Manche)	Conformité EPR	Commentaires
III-3.3.	Les traversées de l'enceinte de confinement véhiculant des fluides disposent d'organes d'isolement permettant de limiter le relâchement de radioactivité dans les bâtiments périphériques. Exceptés ceux qui sont placés sur des systèmes requis pour la gestion accidentelle des accidents, ces organes d'isolement soit permettent d'assurer une fonction de fermeture automatique en cas d'accident, soit sont en position fermée tant que du combustible nucléaire est présent dans la cuve (III-3.3.e).	C1	<p>Les études de transitoires incidentels/accidentels du sous-chapitre 15.3 faisant intervenir la fonction de limitation des conséquences radiologiques de l'isolement enceinte correspondant aux critères énoncés au paragraphe 6.2.3.0.2.3 sont réalisées en considérant les hypothèses de dimensionnement énoncées au paragraphe 6.2.3.2.2 (cf. chapitre 15.3 et sections 19.1.4 et 19.2.3) :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- la fermeture des organes d'isolement enceinte ;</li> <li>- l'étanchéité des organes d'isolement enceinte ;</li> <li>- les principes d'isolement des organes.</li> </ul> <p>Les robinets qui isolent l'enceinte se ferment lorsqu'un signal d'isolement de l'enceinte est reçu (IE1, IE2, IAG ou IHAP), excepté pour certains robinets des systèmes de sûreté nécessaires pour la gestion post-accidentelle, qui ne reçoivent pas de signaux de fermeture automatique.</p>
III-3.3.	Afin d'éviter la traversée du radier de l'enceinte de confinement en cas d'accident avec fusion du cœur, un dispositif permettant la récupération et le refroidissement sur le long terme de la matière radioactive fondue provenant du réacteur nucléaire est mis en place (III-3.3.g).	C1	<p>Le principe de protection du radier par la mise en place d'un grand compartiment de refroidissement et d'étalement du corium est explicité dans la section 6.2.6 <i>Protection du radier</i> et son efficacité est démontrée par les calculs des situations de fusion du cœur à basse pression étudiées en section 19.2.2.4 <i>Evaluation de la stabilisation du cœur fondu</i>.</p>
III-3.3.	<p>L'exploitant doit, tout au long de la vie de l'installation, veiller à la fiabilité des organes actifs et à la performance globale des dispositifs de confinement qui permettent :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- en cas de situation d'accident sans fusion du cœur, d'éviter la mise en place de mesures de protection de la population vivant dans le voisinage de la centrale ;</li> <li>- en cas de situation d'accident avec fusion du cœur à basse pression, de n'avoir recours qu'à des mesures de protection de la population très limitées en étendue et en durée.</li> </ul> <p>A cette fin, l'étanchéité de chacune des parois de l'enceinte de confinement et de leurs traversées est testée avant le premier chargement du combustible dans la cuve du réacteur, puis contrôlée périodiquement. Les contrôles de l'étanchéité de la paroi interne sont notamment effectués au moyen d'essais réalisés à la pression de dimensionnement (III-3.3.h).</p>	C1	<p>Les calculs de conséquences radiologiques des accidents de références (sous-chapitre 15.3), des situations RRC-A (section 19.1.4) et des agressions (section 3.4.9) démontrent que les dispositions de conception de l'installation permettent en cas de situation d'accident sans fusion du cœur, d'éviter la mise en place de mesures de protection de la population vivant au voisinage de la centrale.</p> <p>Les études probabilistes de niveau 2 présentées au sous-chapitre 18.2 ainsi que les calculs de conséquences radiologique des accidents graves présentés en section 19.2.3 démontrent que les dispositions de conception mise en oeuvre pour la gestion des situations d'accidents avec fusion du cœur à basse pression permettent de n'avoir recours qu'à des mesures de protection de la population très limitées en étendue et en durée.</p> <p>Le paragraphe 6.2.3.4.4 <i>Essais, surveillance en exploitation et maintenance</i> détaille comment l'exploitant, tout au long de la vie de l'installation, veille à la fiabilité des organes actifs et à la performance globale des dispositifs de confinement.</p> <p>La réalisation des essais d'étanchéité est décrite au paragraphe 6.2.5.3.1.1.3. <i>Essais d'étanchéité et de résistance</i>.</p> <p>La réalisation de l'épreuve d'étanchéité de l'enceinte interne s'est déroulée du 26/03/2018 au 06/04/2018.</p>
III-3.3.	<p>Le bâtiment qui abrite le râtelier d'entreposage sous eau du combustible dispose :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- de systèmes de ventilation assurant son confinement dynamique en condition d'exploitation normale et en cas d'accident de manutention d'un assemblage de combustible ;</li> <li>- d'un dispositif permettant de détecter les fuites issues d'une perte éventuelle d'étanchéité du cuvelage de la piscine du râtelier (III-3.3.i).</li> </ul> <p>Ce bâtiment est par ailleurs conçu pour collecter les fuites éventuelles de la piscine du râtelier et des tuyauteries connectées à cette piscine (III-3.3.j).</p>	C1	<p>Le système de ventilation du bâtiment combustible DWK (section 9.4.2) assure le confinement des substances radioactives en fonctionnement normal par :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- La mise en dépression du BK par rapport à l'extérieur en fonctionnement normal par action sur des registres réglants,</li> <li>- Des transferts d'air effectués des locaux potentiellement les moins contaminables vers des locaux plus contaminables.</li> </ul> <p>En cas d'accident de manutention du combustible dans le hall piscine (PCC-4), le confinement dynamique du hall est assuré par la file d'extraction iode du système DWL.</p>

Index	Décret n° 2007-534 du 10 avril 2007 autorisant la création de l'installation nucléaire de base dénommée Flamanville 3, comportant un réacteur nucléaire de type EPR, sur le site de Flamanville (Manche)	Conformité EPR	Commentaires
			Le paragraphe 5.3. <i>Détection et collecte des fuites</i> de la section 9.1.6 <i>Conception des piscines</i> détaille les éléments permettant de détecter et de collecter les éventuelles fuites.
IV-1.	Les systèmes de sûreté qui sont situés en dehors de l'enceinte de confinement sont répartis dans des divisions conçues de telle sorte que la perte totale d'une division à la suite d'un événement interne, notamment un incendie ou une inondation, n'empêche pas que soient assurées les trois fonctions fondamentales de sûreté visées au III, en postulant une défaillance unique sur les systèmes des autres divisions en cohérence avec les règles de la démonstration de sûreté appliquée aux transitoires, incidents et accidents de référence.	C1	<p>Les règles de conception et d'installation liées aux agressions internes sont définies en sections 3.4.0 <i>Exigences de sûreté communes à toutes les agressions internes</i> et 3.4.1 <i>Bases de conception</i>. Une agression interne ne doit pas détériorer plus d'une redondance des systèmes F1. Les redondances et séparations des trains sont explicitées dans les chapitres des systèmes valorisés (F1 et F2).</p> <p>Les règles de conception et d'installation doivent être telles que les agressions internes :</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1) N'empêchent pas la réalisation des fonctions F1, même si elles ne sont généralement pas nécessaires après un tel événement,</li> <li>2) Ne déclenchent pas d'événement PCC-3/4 (dans la mesure du possible),</li> <li>3) Ne compromettent pas la séparation en divisions.</li> </ol> <p>Par convention et afin de la distinguer de l'aggravant unique appliqué aux événements PCC, la défaillance appliquée aux agressions internes est appelée défaillance aléatoire. Les études d'agressions sont réalisées en postulant une défaillance aléatoire.</p> <p>La vérification est apportée pour chaque agression interne dans les sections correspondantes (sections 3.4.i.2)</p>
IV-2.	La conception de l'installation est telle que les défaillances d'équipements et les dommages aux structures susceptibles de résulter soit d'événements naturels, soit d'événements liés à une activité humaine externe à l'installation, soit de combinaisons vraisemblables de ces événements n'empêchent pas l'accomplissement des trois fonctions fondamentales de sûreté visées au III (IV-2.a).	C1	<p>L'accomplissement des trois fonctions fondamentales de sûreté visées au III est présenté dans le sous-chapitre 3.3 : <i>Protection contre les agressions externes</i>. La démarche de dimensionnement explicite pour chaque agression externe les chargements considérés ainsi que les structures, systèmes et équipements qui doivent y résister.</p> <p>Les cumuls plausibles entre les agressions externes sont identifiés et traités dans le cadre des sections dédiées aux différentes agressions.</p>
IV-2.	Au-delà des cas de charge retenus à la conception, les risques induits par l'environnement de l'installation ne doivent pas représenter, à la mise en service de l'installation, une part prépondérante du risque de fusion du cœur, notamment du fait de marges de dimensionnement (IV-2.b).	C1	<p>Les agressions prises en compte dans le dimensionnement le sont avec les mêmes objectifs de conséquences radiologiques que les situations sans fusion du cœur. Les agressions sont par ailleurs analysées pour leur contribution au risque global de fusion de cœur (voir chapitre 18.3 : <i>Etudes probabilistes de sûreté agressions</i>)</p> <p>Les résultats de l'évaluation effectuée sont conformes aux cibles probabilistes liées au risque de fusion du cœur définies dans le chapitre 18.0, pour les agressions externes, la fréquence globale de fusion du cœur est inférieure à <math>5.10^{-6}/a.r.</math></p>
IV-2.	L'exploitant se tient informé de tout projet entraînant une modification de l'environnement de son installation par rapport à la description du dossier joint à la demande d'autorisation de création susvisée et ayant ou pouvant avoir des conséquences sur le respect des dispositions du présent décret. Il informe l'Autorité de sûreté nucléaire de ces projets dans les plus brefs délais et en précise les conséquences identifiées compte tenu des situations normales et accidentelles prévisibles (IV-2.c).	C1	<p>La surveillance de l'environnement industriel du site de Flamanville est réalisée par Flamanville 1-2. Les principaux établissements de la région de Cherbourg ainsi que le recensement des ICPE autour du site sont rassemblés dans les tableaux 2.2 TAB 1 et 2.2 TAB 2.</p> <p>Les activités industrielles dans l'environnement du site de Flamanville, y compris celles des tranches 1 et 2, ne présentent pas de risque pour le fonctionnement de l'installation de la tranche 3. La démonstration correspondante est apportée dans :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- la section 3.3.4 <i>Protection vis-à-vis des risques liés à l'environnement industriel et aux voies de communication - explosion externe</i> pour les ouvrages de génie civil et les matériels qui sont nécessaires aux fonctions fondamentales de sûreté ;</li> <li>- le sous-chapitre 3.8 <i>Risques classiques d'origine non nucléaire</i>.</li> </ul>

Index	Décret n° 2007-534 du 10 avril 2007 autorisant la création de l'installation nucléaire de base dénommée Flamanville 3, comportant un réacteur nucléaire de type EPR, sur le site de Flamanville (Manche)	Conformité EPR	Commentaires
IV-2.1.	<p>La capacité de l'installation à assurer les trois fonctions fondamentales de sûreté en cas de chute accidentelle d'aéronef est assurée soit par séparation géographique de systèmes redondants, soit par la protection physique de bâtiments contre les effets directs et indirects de l'impact résultant de la chute accidentelle d'un aéronef (IV-2.1.a).</p> <p>Les bâtiments pouvant contenir du combustible nucléaire, deux divisions abritant des systèmes redondants permettant d'assurer l'accomplissement des trois fonctions fondamentales de sûreté visées au III, la salle de commande principale et la station de repli du réacteur sont protégés physiquement par une paroi externe en béton armé (IV-2.1.b).</p>	C1	<p>La protection de l'installation est assurée soit par séparation géographique soit par l'existence d'un écran physique appelé « coque avion ».</p> <p>L'approche retenue pour la protection du réacteur EPR contre la chute d'avion est donc d'abord déterministe et est basée sur des cas de charge associés à différentes familles d'avions (3.3.3 Protection contre la chute d'avion). La protection est obtenue par un dimensionnement, vis-à-vis de ces cas de charge, des bâtiments classés sûreté ou par séparation géographique des systèmes redondants, sachant par ailleurs que la protection des systèmes de sûreté doit être considérée à l'égard des effets directs (impact / pénétration) ainsi qu'à l'égard des effets indirects (vibrations induites).</p> <p>Les bâtiments permettant à l'installation d'assurer les 3 fonctions fondamentales de sûreté et bénéficiant d'une protection sont :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- le bâtiment réacteur,</li> <li>- le bâtiment combustible,</li> <li>- les Bâtiment des Auxiliaires de Sauvegarde,</li> <li>- les locaux contenant les vannes d'isolement des tuyauteries eau et vapeur,</li> <li>- les bâtiments contenant les diesels,</li> <li>- la station de pompage,</li> <li>- l'ouvrage de rejet.</li> </ul> <p>La vérification du bon dimensionnement des équipements concernés, valorisant les caractéristiques de l'installation, est présentée au paragraphe 3.3.3.2 Analyse de sûreté.</p>
IV-2.1.	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 (IV-2.1.c).	C1	Ces cas de charge sont retenus à la conception pour le dimensionnement de la protection de l'installation et sont présentés dans le paragraphe 3.3.3.1.4 Cas de charge.
IV-2.2.	L'exploitant identifie de manière exhaustive les équipements non nécessaires à l'accomplissement des fonctions fondamentales de sûreté visées au III qui, en cas de séisme jusqu'au niveau retenu pour la conception, risqueraient d'entraîner la défaillance d'équipements quant à eux nécessaires. En fonction des risques d'agression identifiés, des mesures sont prises soit pour prévenir ces risques, soit pour assurer la protection des équipements nécessaires (IV-2.2.a).	C1	<p>Les équipements et ouvrages qui doivent protéger ou peuvent avoir un impact inadmissible sur les équipements de classe sismique 1 sont classés dans la classe sismique 2 (3.2.2.3.3. Equipements et ouvrages de classe sismique 2 (SC2)). Le classement SC2 mentionné dans les tableaux en §3.2.2 ne s'applique que si la défaillance des équipements concernés peut avoir un impact inadmissible sur les équipements de classe SC1 en cas de séisme.</p> <p>Les mesures prises soit pour prévenir les risques, soit pour assurer la protection des équipements nécessaires sont portées par le sous chapitre 3.3.2 Protection vis-à-vis des séismes.</p>
IV-2.2.	Pour faire face à la possibilité d'une perte de longue durée des sources électriques externes, toutes les sources électriques de secours doivent être dimensionnées et qualifiées au niveau de séisme retenu pour la conception (IV-2.2.b).	C1	Toutes les sources électriques de secours sont dimensionnées et qualifiées au séisme conformément au classement sismique indiqué au sous-chapitre 3.2. (3.2.2 TAB 2 : Classement des principaux systèmes électriques).
IV-3.	Des dispositions relatives à la protection de la salle de commande principale et à son habitabilité visent à limiter autant que possible son indisponibilité du fait d'événements d'origine interne ou induits par l'environnement de l'installation.	C1	Les dispositions prises pour assurer l'habitabilité de la salle de commande principale sont détaillées dans la section 2 Conception du système, vérifiées en section 4. Analyse de sûreté du sous-chapitre 6.4 Habitabilité de la salle de commande.

Index	Décret n° 2007-534 du 10 avril 2007 autorisant la création de l'installation nucléaire de base dénommée Flamanville 3, comportant un réacteur nucléaire de type EPR, sur le site de Flamanville (Manche)	Conformité EPR	Commentaires
IV-3.	<p>Pour les situations où la salle de commande principale est susceptible d'être indisponible, une station de repli accessible, opérationnelle et habitable permet d'assurer :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- l'arrêt du réacteur ;</li> <li>- le maintien et la surveillance des trois fonctions fondamentales de sûreté visées au III.</li> </ul>	C1	<p>En cas d'indisponibilité de la salle de commande principale, les opérateurs assurent la surveillance et la conduite de la tranche à partir de la Station de Repli (7.2 : <i>Architecture générale des systèmes et équipements de contrôle-commande</i>). Pour la surveillance et la conduite de la tranche, la Station de Repli est équipée de postes de repli (PdR) informatisés à partir desquels les opérateurs peuvent amener la tranche dans un état d'arrêt sûr et la surveiller.</p>
V-	<p>La démonstration doit être apportée que les matériels installés dans l'installation respectent les exigences fonctionnelles qui leur sont affectées en relation avec leurs rôles dans la démonstration de sûreté, dans les conditions d'environnement associées aux situations pour lesquelles ils sont requis (V- a).</p>	C2	<p>Cette démonstration est apportée par :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- la qualification des-dits matériels (3.7.1 : <i>Qualification des EIPs aux conditions accidentelles</i>) ;</li> <li>- les essais de démarrage (avant et après Mise en Service) ;</li> <li>- les essais périodiques (RGE - Chapitre IX).</li> </ul>
V-	<p>Bien que des dispositions soient prises pour empêcher la survenue d'une rupture circonférentielle doublement débattue d'une tuyauterie primaire principale, la qualification des équipements situés à l'intérieur de l'enceinte de confinement et participant à la démonstration de sûreté doit prendre en compte les conditions résultant d'une telle rupture (V- b).</p>	C1	<p>Les sollicitations à prendre en compte sont décrites en §3.7.1.1 et découlent des conditions internes et d'environnement correspondant aux conditions de fonctionnement PCC, RRC-A ou RRC-B pour lesquelles les matériels sont requis.</p> <p>Les sollicitations dues à l'APRP-2A dans l'enceinte sont aussi considérées pour la qualification, malgré l'exclusion de rupture des tuyauteries concernées.</p>
V-	<p>Des dispositions d'études, d'essais, de contrôle et de maintenance sont définies et mises en œuvre en vue d'assurer la pérennité de la qualification des matériels aux situations accidentelles (V- c).</p>	C1	<p>Ces dispositions sont détaillées en §3.7.1.1.3. <i>Dispositions prises pour garantir la pérennité de la qualification lors de la fabrication et de l'exploitation.</i></p>
VI-1.	<p>Toute disposition est prise dans la conception et l'exploitation de l'installation, en particulier par l'utilisation des meilleures technologies industrielles disponibles à un coût économiquement acceptable, pour limiter les prélèvements d'eau douce et l'impact des rejets sur les populations et l'environnement (VI-1.a).</p>	C1	<p>Les dispositions pour limiter les prélèvements d'eau douce et l'impact des rejets sur les populations et l'environnement ont été détaillées dans le DARPE déposé en 2006 ce qui a abouti à la publication par l'ASN des décisions ASN DC-188 et DC-189 ainsi que dans le dossier de demande d'autorisation référencé D454117001033 qui a abouti à la publication par l'ASN des décisions ASN DC-639 et DC-640.</p> <p>En outre, l'exploitant identifie et met en œuvre les bonnes pratiques basées notamment sur les mesures des performances des équipements des systèmes de traitement des effluents et l'analyse du REX d'exploitation.</p> <p>Pour les aspects « conception », des précisions sont apportées dans le sous - chapitre 11.3 : <i>Estimation des Effluents et Déchets</i> du Rapport de Sûreté.</p>
VI-1.	<p>L'exploitant assure la réalisation périodique de contrôles de l'environnement (VI-1.b).</p>	C1	<p>Les contrôles de l'environnement ont été détaillés dans le chapitre VII de la pièce D du DARPE ce qui a abouti à la publication par l'ASN de la décision ASN DC-189 ainsi que dans le dossier de demande d'autorisation référencé D454117001033 qui a abouti à la publication par l'ASN de la décision ASN DC-639. Les moyens de surveillance sont repris dans la mise à jour de l'étude d'impact du DMES.</p>
VI-2.	<p>Toute disposition est prise dans la conception et l'exploitation de l'installation, en particulier par l'utilisation des meilleures technologies industrielles disponibles à un coût économiquement acceptable, pour limiter le volume et l'activité des déchets radioactifs produits (VI-2.a).</p>	C1	<p>Le sous-chapitre 11.3 <i>Estimation des Effluents et Déchets</i> du Rapport de Sûreté donne un bilan quantitatif estimé des effluents rejetés et des déchets produits par l'exploitation du réacteur EPR. Une recherche d'amélioration de la performance environnementale de l'installation EPR par rapport aux tranches du Parc en exploitation a été entreprise et a conduit à des avancées significatives.</p>
VI-2.	<p>Aucun stockage définitif de déchets radioactifs n'est autorisé à l'intérieur du périmètre délimité par le plan annexé au présent décret (VI-2.b).</p>	C1	<p>La documentation relative à la gestion des déchets définit le zonage des déchets et interdit le stockage définitif.</p>

Index	Décret n° 2007-534 du 10 avril 2007 autorisant la création de l'installation nucléaire de base dénommée Flamanville 3, comportant un réacteur nucléaire de type EPR, sur le site de Flamanville (Manche)	Conformité EPR	Commentaires
VII -	<p>Une liaison fiable et sécurisée permet, dès lors que le plan d'urgence interne de l'installation est déclenché, de transmettre en continu à l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN) des informations directement extraites de la supervision du contrôle-commande, concernant l'état de l'installation, la nature et le niveau des rejets éventuels dans l'environnement.</p> <p>Les informations ainsi transmises doivent permettre à l'IRSN d'établir son propre diagnostic de la situation pour le compte des pouvoirs publics, notamment de l'Autorité de sûreté nucléaire.</p>	C1	<p>Le Plan d'Urgence Interne décrit l'organisation spécifique mise en œuvre pour gérer d'éventuelles situations accidentelles ainsi que les liaisons de transmission de données. Les liaisons de transmission de données techniques et environnementales et des messages de crise sont cadrées par la prescription 110 (cf §2.5.1 du PUI).</p> <p>La liaison « KIC-CNC » de l'EPR permet la remontée fiable, sécurisée et automatisée de données process parvenant du contrôle-commande standard vers les centres nationaux de crise, via le Service de Publication des Données Process. Elle repose au sein de la tranche sur plusieurs segments qui sont :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- l'interface du Contrôle-Commande Standard avec le niveau 3 (XU, système KIC),</li> <li>- la Passerelle d'Ouverture du Contrôle-Commande Sécurisée (POCCS, système KIE),</li> <li>- le Réseau Local Industriel (RLI, système KLI),</li> <li>- et enfin la connexion RLI-SATS (système DTV).</li> </ul> <p>Une redondance fonctionnelle est assurée via les liaisons fonctionnelles manuelles et/ou organisationnelles.</p>
Art 3	<p>I. - L'introduction dans le périmètre de l'installation du combustible nucléaire destiné au premier chargement du réacteur est soumise à l'autorisation de l'Autorité de sûreté nucléaire <b>(Art 3.a)</b>.</p> <p>A cet effet, l'exploitant transmet à l'Autorité de sûreté nucléaire, au plus tard six mois avant la date prévue pour l'introduction du combustible nucléaire dans le périmètre de l'installation, un dossier comprenant les éléments des documents mentionnés au II pertinents pour cette opération, sauf s'ils ont déjà été transmis à l'Autorité de sûreté nucléaire en vue de l'opération de chargement visée au II.</p> <p>II. - Le délai pour réaliser le premier chargement en combustible nucléaire du réacteur est fixé à dix-sept ans à compter de la publication du présent décret au Journal officiel de la République française. Ce délai constitue le délai de mise en service mentionné au I de l'article 29 de la loi du 13 juin 2006 susvisée <b>(Art 3.b)</b>.</p> <p>En vue d'obtenir l'autorisation de l'opération visée à l'alinéa précédent, l'exploitant transmet à l'Autorité de sûreté nucléaire, au plus tard douze mois avant la date prévue pour le premier chargement en combustible nucléaire du réacteur, outre les autres documents requis par les dispositions réglementaires applicables aux installations nucléaires de base :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- un rapport de sûreté comportant les mises à jour du rapport préliminaire de sûreté ;</li> <li>- les règles générales d'exploitation que l'exploitant prévoit de mettre en œuvre pour la protection des intérêts mentionnés au I de l'article 28 de la loi du 13 juin 2006 ;</li> <li>- un plan d'urgence interne. <b>(Art 3.c)</b>.</li> </ul>	SO	

Index	Décret n° 2007-534 du 10 avril 2007 autorisant la création de l'installation nucléaire de base dénommée Flamanville 3, comportant un réacteur nucléaire de type EPR, sur le site de Flamanville (Manche)	Conformité EPR	Commentaires
<b>Art 4</b>	<p>L'Autorité de sûreté nucléaire est informée des modifications de l'installation ou des conditions d'exploitation dans les cas et selon les modalités définis dans la loi du 13 juin 2006 susvisée et les textes réglementaires pris pour son application.</p> <p>Ces modifications, lorsqu'elles n'exigent pas l'intervention d'une nouvelle autorisation prise en application du II de l'article 29 de la même loi, pourront être soumises à l'accord préalable de l'Autorité de sûreté nucléaire dans les cas et selon les modalités définis par la même loi et les textes réglementaires pris pour son application.</p>	SO	
<b>Art 5</b>	<p>La mise à l'arrêt définitif et le démantèlement de l'installation sont subordonnés à une autorisation préalable. La demande d'autorisation comporte les éléments figurant au V de l'article 29 de la loi du 13 juin 2006 susvisée et dans les textes réglementaires pris pour son application.</p>	SO	

**TAB-1.7.1.2 ANALYSE DE CONFORMITÉ DE L'INSTALLATION AUX PRESCRIPTIONS TECHNIQUES (DÉCISION N°2008-DC-0114)**

Index	Prescriptions Techniques relatives au site électronucléaire de Flamanville (Manche) pour la conception et la construction du réacteur « Flamanville 3 » (INB n°167) et pour l'exploitation des réacteurs « Flamanville 1 » (INB n°108) et « Flamanville 2 » (INB n°109)	Conformité EPR	Commentaires
INB167-1	<p>Dans un document écrit, EDF énonce une politique de sûreté relative aux activités de conception et de construction de l'installation nucléaire de base dénommée Flamanville 3 et s'engage à sa mise en œuvre. Cette politique inclut la priorité accordée à la protection des intérêts visés au I de l'article 28 de la loi n° 2006-686 du 13 juin 2006 relative à la transparence et à la sécurité en matière nucléaire.</p> <p>EDF s'assure que les personnes impliquées dans les activités de conception et de construction de l'installation ont connaissance et mettent en œuvre cette politique de sûreté.</p> <p>EDF transmet à l'ASN ce document dans les trois mois suivant la publication de la présente prescription ainsi que par la suite ses révisions ultérieures.</p>	NA	<p>La présente prescription a été appliquée jusqu'au 1<sup>er</sup> Juillet 2013 date à laquelle son contenu a été remplacé par la prescription [INB167-1] de la Décision 2013-DC-0347.</p> <p>La Politique Sûreté Nucléaire de la DIN "Principes de la politique de sûreté d'EDF et de la DIN" a été transmise à l'ASN par courrier DEPDCN05322008221208 du 22/12/2008. Le courrier ECDD090067 du 16/11/2009 explique comment la politique Sûreté de la DIN est déclinée sur le projet EPR FA3.</p>
INB167-2	<p>En dehors des cas prévus aux articles 34 et 35 du décret n°2007-1557 du 2 novembre 2007, sur décision de l'ASN, suite à un dysfonctionnement grave ou répété du système de management de la qualité ou à une anomalie ou un incident significatif pour la sûreté relatif à la conception ou à la construction de l'installation, EDF suspend les activités concernées par la qualité, au sens de l'arrêté du 10 août 1984, impliquées.</p> <p>Sauf accord exprès de l'ASN, EDF ne peut reprendre l'activité suspendue avant l'expiration d'un délai de deux semaines à compter de la transmission à l'ASN d'un dossier présentant les actions correctives et préventives mises en œuvre. L'ASN peut proroger ce délai si elle estime nécessaire de procéder à de nouvelles mesures d'instruction.</p>	NA	<p>La présente prescription a été appliquée jusqu'au 1<sup>er</sup> Juillet 2013 date à laquelle son contenu a été remplacé par la prescription [INB167-2] de la Décision 2013-DC-0347.</p> <p>Le chapitre 16 répond à l'arrêté du 7 février 2012 fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base (cet arrêté est appelé « arrêté INB » dans la suite du chapitre) et au décret n° 2007-1557 du 2 novembre 2007 relatif aux installations nucléaires de base, qui a depuis été intégré au code de l'environnement.</p> <p>Ce chapitre est complété par une note descriptive « Dispositions relatives à l'application de l'arrêté du 10 août 1984 pour Flamanville 3 » en référence [1] pour les activités ayant été engagées ou réalisées avant le 1er juillet 2013.</p> <p>[1] Note ECMT060056 « Dispositions relatives à l'application de l'arrêté du 10 août 1984 pour Flamanville 3 »</p>
INB167-3	<p>Le document de synthèse visé à l'article 10.2 de l'arrêté du 10 août 1984, relatif à la qualité de la conception, de la construction et de l'exploitation des installations nucléaires de base, est référencé dans le rapport de sûreté visé à l'article 20 du décret n°2007-1557 du 2 novembre 2007. Cette synthèse présente et justifie la manière dont la démonstration de la sûreté tient compte de l'impact sur le dimensionnement théorique de l'installation du traitement des éventuels anomalies et incidents significatifs relevés au cours de la construction.</p>	NA	<p>La présente prescription est abrogée par la Décision 2013-DC-0347.</p>
2.	<p>L'analyse des risques d'origines interne et externe à l'installation pouvant entraîner des conditions hostiles ou des dommages aux structures, systèmes et composants</p>		
INB167-4	<p>Les risques d'origine interne à considérer dans le rapport de sûreté comprennent :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- les émissions de projectiles, notamment celles induites par la défaillance de matériels tournants ;</li> <li>- les ruptures de tuyauteries à haute énergie, résultant notamment de la défaillance d'équipements sous pression ;</li> <li>- les chutes de charge ;</li> <li>- les explosions internes ;</li> <li>- les incendies ;</li> <li>- les inondations internes.</li> </ul>	C1	<p>Ces risques d'origine interne sont considérés dans le sous-chapitre 3.4 : <i>Protection vis-à-vis des agressions internes</i> :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- les émissions de projectiles : 3.4.4 <i>Missiles</i></li> <li>- les ruptures de tuyauteries à haute énergie : 3.4.2 <i>Fuites et ruptures de tuyauteries</i> &amp; 3.4.3 <i>Rupture de réservoirs, pompes et vannes</i></li> <li>- les chutes de charge : 3.4.5 <i>Collisions et chutes de charge</i></li> <li>- les explosions internes : 3.4.6 <i>Explosion interne</i></li> <li>- les incendies : 3.4.7 <i>Incendie</i></li> <li>- les inondations internes : 3.4.8 <i>Inondation interne</i></li> </ul>

Index	Prescriptions Techniques relatives au site électronucléaire de Flamanville (Manche) pour la conception et la construction du réacteur « Flamanville 3 » (INB n°167) et pour l'exploitation des réacteurs « Flamanville 1 » (INB n°108) et « Flamanville 2 » (INB n°109)	Conformité EPR	Commentaires
INB167-5	<p>Les risques externes induits par l'environnement de l'installation qui sont à considérer dans le rapport de sûreté comprennent, hors actes de malveillance :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- les risques entraînés par les activités industrielles et les voies de communication, dont l'explosion externe et la chute accidentelle d'aéronefs ;</li> <li>- la foudre et les interférences électromagnétiques ;</li> <li>- le séisme ;</li> <li>- les conditions météorologiques extrêmes (températures, neige, vent, pluie,...) ;</li> <li>- l'inondation externe ;</li> <li>- les plus basses eaux de sécurité ;</li> <li>- le colmatage de la source froide principale lié à l'environnement marin.</li> </ul>	C1	<p>Les risques externes induits par l'environnement de l'installation sont considérés dans le sous-chapitre 3.3 : <i>Protection contre les agressions externes :</i></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- le séisme : 3.3.2 <i>Protection vis-à-vis des séismes</i></li> <li>- les risques entraînés par les activités industrielles et les voies de communication, dont l'explosion externe : 3.3.4 <i>Protection vis-à-vis des risques liés à l'environnement industriel et aux voies de communication - explosion externe</i></li> <li>- chute accidentelle d'aéronefs : 3.3.3 <i>Protection contre la chute d'avion</i></li> <li>- la foudre et les interférences électromagnétiques : 3.3.7 <i>Protection vis-à-vis de la foudre et des interférences électromagnétiques (IEM)</i></li> <li>- les conditions météorologiques extrêmes : 3.3.6 <i>Protection contre les conditions climatiques extrêmes. De plus, des études de robustesse à l'aléa tornade ont été réalisées (ETGC130503 A et ECEIG141269 A)</i></li> <li>- l'inondation externe : 3.3.5 <i>Protection contre l'inondation externe</i></li> <li>- les plus basses eaux de sécurité : 3.3.6.2.7 <i>Protection contre la sécheresse</i></li> <li>- le colmatage de la source froide principale lié à l'environnement marin : 3.3.8 <i>Agressions spécifiques à la source froide</i></li> </ul>
INB167-6	<p>EDF justifie dans le rapport de sûreté que les conséquences radiologiques des situations résultant des risques d'origines interne et externe sont au plus équivalentes à celles évaluées pour les conditions de fonctionnement correspondant à des fréquences d'occurrence équivalentes.</p>	C1	<p>Il est justifié, dans le rapport de sûreté, que les conséquences radiologiques des situations résultant des risques internes et externes sont au plus équivalentes à celles évaluées pour des conditions de fonctionnement de fréquences d'occurrences équivalentes. Les principes de cette vérification sont précisés dans les sections 3.3.9 <i>Conséquences Radiologiques des agressions externes</i> et 3.4.9 <i>Conséquences Radiologiques des agressions internes</i>.</p>
INB167-7	<p>EDF identifie les activités sur le chantier de Flamanville 3 pouvant porter atteinte à la sûreté des deux réacteurs nucléaires en exploitation sur le site de Flamanville. EDF réalise, pour chacune de ces activités, une étude comportant une évaluation des risques encourus lors de la réalisation de l'activité de construction, l'analyse des dispositions prises pour prévenir ces risques et la description des mesures propres à limiter l'occurrence des accidents et à atténuer leurs effets.</p> <p>Lorsque les dispositions prises pour prévenir ces risques s'inscrivent dans le périmètre de l'INB n°167, EDF transmet à l'ASN les études susmentionnées au moins trois mois avant la date envisagée pour le début de la réalisation de l'activité visée.</p>	NA	<p>La présente prescription a été appliquée jusqu'au 1<sup>er</sup> Juillet 2013 date à laquelle son contenu est abrogée par la Décision 2013-DC-0347.</p> <p>Les activités sur le chantier de Flamanville 3 pouvant porter atteinte à la sûreté des deux réacteurs nucléaires en exploitation sur le site de Flamanville sont identifiées et analysées à travers les notes suivantes :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- ECEP050738 ind B - Analyses de risque - aspect sûreté - travaux préparatoires décrit la méthodologie générale utilisée pour le recensement des risques, les énumère, analyse leur impact sur la sûreté et définit les parades de prévention ou mitigation.</li> <li>- Aspect protection physique pendant toute la durée du chantier.</li> <li>- ECFA060011 ind D : Analyses de risque - aspect sûreté - Travaux de construction : aspect sûreté après délivrance du DAC et du permis de construire (génie civil principal et au delà).</li> </ul> <p>Les chantiers à impacts sont traités au fil de l'eau suivant l'instruction INS.EPR 662 - ANALYSE DE RISQUE SURETE - TRAVAUX EN INTERFACE AVEC LE CNPE FLA1/2.</p>
INB167-8	<p>Le rapport de sûreté présente une évaluation probabiliste de sûreté permettant d'apprécier les risques liés à l'installation en termes de :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- fréquence de fusion du cœur, associée notamment aux événements d'origine interne à l'installation que sont les défaillances d'origine matérielle ou humaine, l'explosion, l'inondation et l'incendie ;</li> <li>- fréquence et nature des rejets radioactifs hors de l'enceinte de confinement en situation d'accident avec fusion du cœur.</li> </ul>	C1	<p>Les études probabiliste de sûreté permettant d'apprécier les risques liés à l'installation en termes de :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- fréquence de fusion du cœur : EPS de niveau 1 (18.1 et 18.3) ;</li> <li>- fréquence et nature des rejets radioactifs : EPS de niveau 2 (18.2).</li> </ul>
INB167-9	<p>Le rapport de sûreté présente une étude du scénario de vidange de deux générateurs de vapeur résultant de la rupture des tuyauteries de vapeur non protégées contre la chute d'un aéronef.</p>	C1	<p>L'objet de l'étude en 19.3.2.1b est d'étudier la vidange simultanée de deux générateurs de vapeur par rupture complète doublement débattue de 2 lignes vapeur principales (VVP).</p>

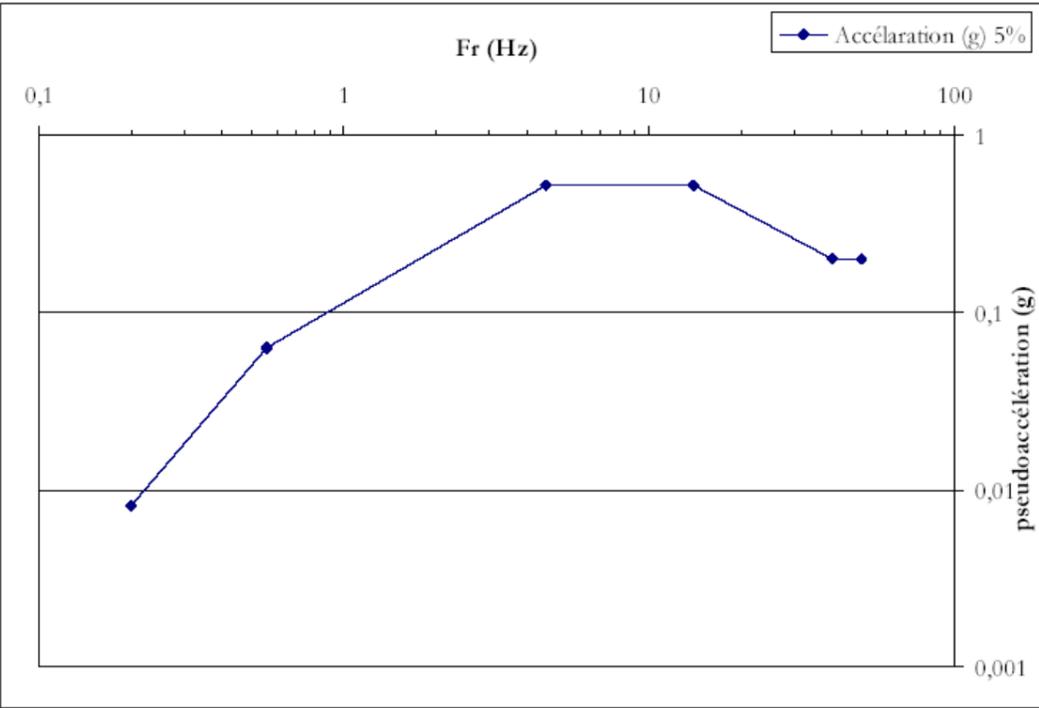
Index	Prescriptions Techniques relatives au site électronucléaire de Flamanville (Manche) pour la conception et la construction du réacteur « Flamanville 3 » (INB n°167) et pour l'exploitation des réacteurs « Flamanville 1 » (INB n°108) et « Flamanville 2 » (INB n°109)	Conformité EPR	Commentaires
INB167-10	La qualification des systèmes, équipements, matériels et composants situés à l'intérieur de l'enceinte de confinement prend notamment en compte les conditions résultant de la rupture circumférentielle doublement débattue d'une tuyauterie vapeur principale à l'intérieur du bâtiment réacteur.	C1	Les sollicitations à prendre en compte sont décrites en §3.7.1.1.0.3 et découlent des conditions internes et d'environnement correspondant aux conditions de fonctionnement PCC, RRC-A ou d'accidents graves pour lesquelles les matériels sont requis. Les sollicitations dues à l'APRP-2A et à la RTV-2A dans l'enceinte sont aussi considérées pour la qualification.
INB167-11	La démarche de qualification des matériels actifs contribuant à l'isolement de l'enceinte de confinement couvre la vérification des fonctions de fermeture et d'étanchéité. La fonction de fermeture est qualifiée aux conditions d'ambiance rencontrées au cours des douze premières heures des situations d'accident sans fusion du cœur.	C1	Pour les matériels de la 3ème barrière, l'exigence est liée à l'étanchéité interne et externe (§3.7.1.1.0.4.2.5. Exigence de qualification relative à l'étanchéité). Ces matériels font l'objet d'une vérification d'étanchéité en air dans le cadre des essais de qualification.  La fonction fermeture des matériels actifs contribuant à l'isolement de l'enceinte dans les situations PCC et RRC-A est qualifiée pour une durée de [ ] heures pour les pressions, températures (§3.7.1.1.0.4.2.1.2.2.2) et irradiation (§3.7.1.1.0.4.2.1.2.3.2) pour VIEE, et surqualification famille 6 pour les VIIE (cf. NSQ de ECEMA102313).
INB167-12	Lorsque la démonstration de la qualification d'un système, équipement, matériel ou composant aux conditions d'ambiance dans le bâtiment réacteur nécessite de s'appuyer sur l'effet protecteur d'un film de condensation d'eau, EDF justifie la présence de ce film de condensation.	C1	Les études thermodynamiques de masses et d'énergie libérées dans l'enceinte de la note NFPSR DC 1055 ind. I – In-containment pressure and temperature in PCC and RRC-A accidents (référéncée en section 3.7.1.1.1 Bases de conception) permettent de définir une épaisseur minimale de paroi métallique pour laquelle un film d'eau serait à prendre en compte. Il n'existe pas de matériels qualifiés aux conditions accidentelles du bâtiment réacteur dont l'épaisseur est inférieure à cette épaisseur minimale.
INB167-13	Pour la mise en œuvre d'une qualification par essai d'un matériel ou d'une famille de matériels, EDF établit des spécifications générales de qualification présentant les étapes de la séquence d'essai et précisant les modalités, sévérités, mesures et critères associés. Ces spécifications générales de qualification par essai sont référencées dans le rapport de sûreté et transmises à l'ASN à sa demande.	C1	Les spécifications générales de qualification associées à la pratique française basée sur le RCC-E, présentant les étapes de la séquence d'essai et précisant les modalités, sévérités, mesures et critères associés sont citées dans le paragraphe 3.7.1.1.2.2 Programmes de qualification applicables.
INB167-14	Pour tout contrôle, essai ou épreuve destiné à vérifier le respect d'une hypothèse utilisée dans la démonstration de sûreté, un critère sanctionnant le contrôle, l'essai ou l'épreuve est préalablement spécifié par écrit et porté à la connaissance des personnes en charge de sa réalisation. Ce critère tient compte :  - des phénomènes de dérive ou de vieillissement susceptibles d'intervenir au cours de la période séparant deux contrôles, essais ou épreuves ;  - de la durée de vie envisagée pour la structure, le système, l'équipement, le matériel ou le composant concerné lorsque le contrôle, l'essai ou l'épreuve n'est effectué qu'une fois.  L'incertitude de mesure est ajoutée à la mesure avant de vérifier le respect du critère.	C1	Les essais de démarrage vérifient le respect des hypothèses utilisées dans la démonstration de sûreté. Les critères sont définis dans les NAS.  Les essais périodiques (chapitre IX des Règles Générales d'Exploitation) couvrent la vie de l'installation. Les critères sont donnés dans les NA/RE.  Les incertitudes sont prises en compte.
INB167-15	Un dispositif de dépressurisation ultime du circuit primaire principal, différent du dispositif protégeant ce dernier des surpressions, permet en situation d'accident d'abaisser la pression du circuit primaire en dessous de 20 bar absolus avant la rupture de la cuve du réacteur.	C1	La section 19.2.2.2 étudie le cas de dépressurisation du RCP en situation d'accident grave. Les études démontrent la capacité de décharge dédiée (5.4.8 Vannes spécifiques) et concluent que les critères de surpression sont respectés.
INB167-16	Le système PTR de refroidissement de la piscine de désactivation du combustible usé est composé de :  - deux trains principaux indépendants ;  - un troisième train indépendant caractérisé, par rapport aux trains principaux, par une exigence de diversification portant sur sa chaîne de refroidissement et sur sa source froide.	C1	Le système de traitement et refroidissement de l'eau des piscines (système PTR : section 9.1.3) assure le refroidissement de la piscine de désactivation grâce à deux trains principaux et un troisième train de secours.  Chacun deux trains principaux est identique et équipé de [ ] pompes et d'un échangeur de chaleur refroidi par le Circuit de Réfrigération Intermédiaire du Réacteur (RRI). Chaque train est assigné à un des [ ] collecteurs RRI alimenté en alternance par deux trains RRI.  Le troisième train est équipé d'une pompe et d'un échangeur de chaleur refroidi par une chaîne de refroidissement intermédiaire partagée avec le système EVU et totalement indépendante du RRI (voir section 6.2.7), elle-même reliée à la chaîne de refroidissement SRU, indépendante du SEC (voir section 9.2.6).

Index	Prescriptions Techniques relatives au site électronucléaire de Flamanville (Manche) pour la conception et la construction du réacteur « Flamanville 3 » (INB n°167) et pour l'exploitation des réacteurs « Flamanville 1 » (INB n°108) et « Flamanville 2 » (INB n°109)	Conformité EPR	Commentaires
INB167-17	<p>Avant de procéder à l'arrêt pour maintenance d'un des deux trains principaux du système PTR de refroidissement de la piscine de désactivation du combustible usé, la pompe du troisième train du système PTR est démarrée puis maintenue en fonctionnement pendant toute la durée de l'indisponibilité du train en maintenance.</p>	C1	<p>Il est prévu, en cas de maintenance d'un train principal, de démarrer le troisième train PTR et de le maintenir en fonctionnement pendant toute la durée de l'indisponibilité du train en maintenance (voir §9.1.3.4.4.2.1).</p>
INB167-18	<p>Une station de mesure de la concentration de l'eau en absorbant neutronique soluble, classée F1A, détecte les dilutions hétérogènes ou homogènes incontrôlées se produisant dans le circuit RCV de contrôle chimique et volumétrique de l'eau du circuit primaire ; cette station est installée au refoulement des pompes de charge, sur un tronçon commun de la ligne de charge et de la ligne d'injection aux premiers joints des groupes moto-pompes primaires.</p> <p>Cette station génère un signal également classé F1A qui déclenche automatiquement le basculement de l'aspiration des pompes de charge du circuit RCV sur le réservoir IRWST et l'isolement de la ligne d'aspiration du réservoir de contrôle volumétrique du circuit RCV.</p>	C1B	<p>Le système BCMS (7.5.9 <i>Instrumentation du bore</i>) est conçu pour mesurer la concentration en bore dans le système RCV pour un traitement ultérieur par le système de protection (RPR). Les quatre appareils de mesure, de conception identique, sont installés sur la ligne de charge du système RCV, en amont de la connexion de la ligne d'injection aux joints des GMPP et en aval de la ligne de contournement des pompes du système RCV.</p> <p>Un basculement automatique de l'aspiration des pompes de charge HP vers l'IRWST à partir du signal (F1A) généré par le boremètre RCV permet de garder la disponibilité de la charge RCV et de l'injection aux joints N° 1 des pompes primaires après isolement de la source de dilution par les actions classées F1A.</p>
INB167-19	<p>La fermeture du tampon d'accès matériel du bâtiment réacteur est assurée de manière fiable en situation d'accident, y compris en cas de perte des alimentations électriques facilitant sa manœuvre, avant que des rejets radioactifs significatifs ne puissent se produire dans l'enceinte de confinement.</p>	C1	<p>Le paragraphe 5 <i>Prévention des Bypasses de l'enceinte de confinement</i> de la section 19.2.4 <i>Situations pratiquement éliminées</i> couvre les séquences de fusion avec TAM ouvert y compris en cas de perte des alimentations électriques facilitant sa manœuvre.</p>
INB167-20	<p>Compte tenu du volume de l'enceinte de confinement, le nombre et la disposition de recombineurs d'hydrogène dans le bâtiment réacteur sont définis de façon à empêcher la possibilité d'une détonation globale d'hydrogène.</p>	C1	<p>Les études ont été réalisées avec une répartition de 47 recombineurs (cf. 6.2.4), principalement répartis dans les locaux des composants primaires pour initier l'élimination de l'hydrogène dès que possible et avec une grande efficacité (concentration supérieure à l'intérieur des locaux des composants primaires). Certains recombineurs sont installés dans le dôme pour favoriser la convection globale et agir contre la stratification.</p> <p>L'étude d'évaluation de la mitigation du risque d'hydrogène présente en §19.2.2.3 conclut que le risque d'une détonation globale dans l'enceinte peut être exclu avec une marge suffisante.</p>
INB167-21	<p>La conception et la réalisation du puits de cuve et de la chambre d'étalement du corium sont telles que la quantité d'eau susceptible de s'y trouver lors de la coulée du corium en dehors de la cuve ne puisse provoquer une explosion de vapeur pouvant porter atteinte à l'intégrité de l'enceinte de confinement.</p>	C1	<p>Les dispositions constructives garantissent un puits de cuve et une zone d'étalement secs avant l'étalement du corium (voir section 6.2.6). L'absence d'eau au moment de la décharge du corium hors de la cuve est assurée par les mesures suivantes :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- l'étanchéité entre la piscine et le puits de cuve,</li> <li>- l'absence de tuyauteries en partie inférieure de la cuve.</li> </ul> <p>L'étanchéité entre la piscine et le puits de cuve est assurée par un anneau métallique ancrée sur une structure en béton armé reposant sur un coffrage métallique.</p>
INB167-22	<p>L'installation dispose de l'instrumentation nécessaire pour vérifier, au cours des essais de démarrage, le comportement attendu de l'installation vis-à-vis de la sûreté. Le contenu de cette instrumentation est justifié dans le cadre d'un dossier de suffisance, en intégrant les besoins requis en tant que tête de série.</p>	C1	<p>La note d'analyse de la suffisance de l'instrumentation pour les essais de démarrage de l'EPR de Flamanville 3, en référence ECEFC140751, répond à cette prescription. Elle s'attache à situer la démarche de suffisance de l'instrumentation pour les essais de démarrage et à décrire son imbrication avec la démarche de validation de la conception répondant à la prescription INB167-B. Elle décrit également par quels processus EDF valide l'emploi de l'instrumentation notamment pour la réalisation des essais de démarrage. Enfin elle analyse la présence de capteurs pour vérifier chacun des critères d'essai de démarrage liés à la sûreté.</p> <p>Ce recensement s'appuie notamment sur les Notes d'Analyse de la Suffisance des essais et contrôles sur les EIP (NAS) rédigées en réponse à la PT INB 167-B. La note ECEFC140751 est maintenue cohérente avec les NAS.</p>

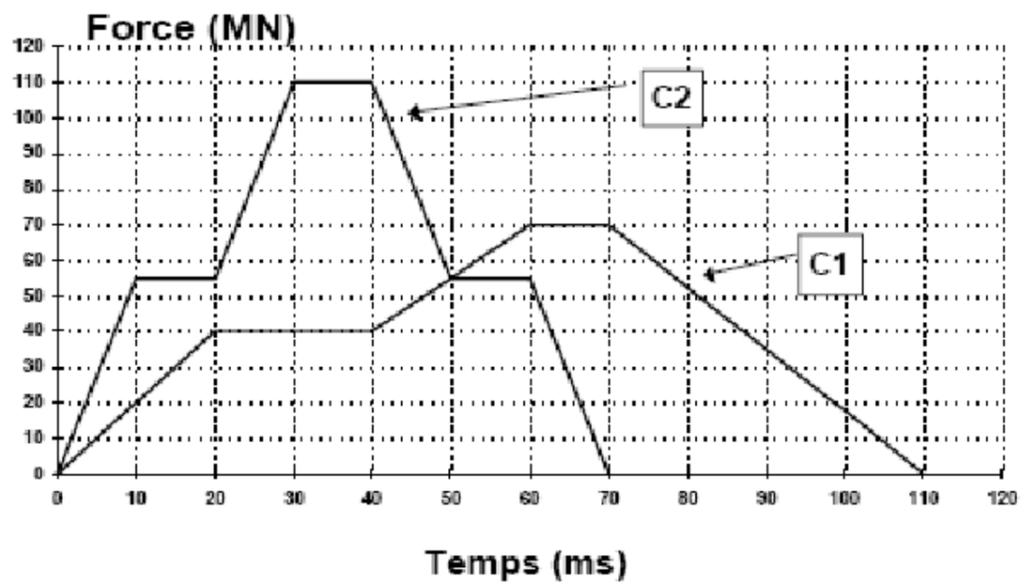
Index	Prescriptions Techniques relatives au site électronucléaire de Flamanville (Manche) pour la conception et la construction du réacteur « Flamanville 3 » (INB n°167) et pour l'exploitation des réacteurs « Flamanville 1 » (INB n°108) et « Flamanville 2 » (INB n°109)	Conformité EPR	Commentaires
INB167-23	Pour chaque alarme et seuil d'action des systèmes de protection et de sauvegarde valorisés dans la démonstration de sûreté, le rapport de sûreté précise le scénario d'incident ou d'accident permettant de justifier la valeur implantée dans le système de protection ou de sauvegarde.	C1	La section 15.1.6 <i>Chaines de protection</i> précise le scénario d'incident ou d'accident permettant de justifier le seuil d'action des systèmes de protection et de sauvegarde valorisés dans la démonstration de sûreté.
INB167-24	La conception et la réalisation du râtelier d'entreposage sous eau de la piscine de désactivation du combustible usé sont telles que le facteur multiplication Keff est maintenu inférieur ou égal à : - 0,95 en fonctionnement normal ; - 0,98 en situation d'accident.	C1	La prévention de la criticité dans le râtelier d'entreposage sous eau du combustible est obtenue par l'emploi de systèmes physiques et de configurations sûres du point de vue de la géométrie. La conception du râtelier d'entreposage sous eau du combustible est détaillée au paragraphe 9.1.2.4.2.1. <i>Contribution indirecte à la maîtrise de la réactivité.</i>
INB167-25	Les produits et matériaux utilisés dans le bâtiment réacteur sont choisis afin de prévenir autant que raisonnablement possible les facteurs à l'origine du risque de colmatage des prises d'eau des systèmes d'injection de sécurité RIS et d'évacuation ultime de la chaleur EVU dans le réservoir IRWST. A ce titre, l'emploi de produits ou matériaux susceptibles en condition d'accident de provoquer directement ou par effet chimique un risque de colmatage ainsi que leur quantité sont justifiés par EDF dans le rapport de sûreté.	C1A	Le cadre de référence EPR pour les études de filtration des débris en amont des pompes de recirculation précise le choix des produits et matériaux utilisés dans le bâtiment réacteur afin de prévenir autant que raisonnablement possible les facteurs à l'origine du risque de colmatage comme par exemple les revêtements épais (sol) ou les produits de rebouchage et coupes feux. Ces éléments sont présentés dans la note ENGSIN050001 révision E qui précise le cadre de référence de l'EPR. La conception de la chaîne de filtration RIS/EVU EPR (cf. sections 6.3 et 6.2.7) associé au cadre de référence des hypothèses à considérer, permet d'assurer la conformité à cette prescription : - L'utilisation de produits et matériaux dans le bâtiment réacteur permettant de prévenir autant que raisonnablement possible les facteurs à l'origine du risque de colmatage des prises d'eau des systèmes d'injection de sécurité RIS et d'évacuation ultime de la chaleur EVU dans l'IRWST est privilégiée. L'utilisation des produits ou matériaux susceptibles en condition d'accident de provoquer un risque de colmatage est limitée autant que possible. - Les chaînes de filtration RIS et EVU sont conçues et qualifiées pour garantir des pertes de charge compatibles avec la réalisation des fonctions des systèmes RIS et EVU (cf. sections 6.3 et 6.2.7) au regard du terme source de débris induit par les produits et matériaux du BR susceptibles de colmater les filtres. Ainsi, les essais réalisés par EDF pour démontrer le bon fonctionnement des chaînes de filtration RIS et EVU tiennent compte d'une terme source de débris enveloppe, intégrant des quantités maximisées des produits et matériaux utilisés dans le bâtiment réacteur susceptibles de provoquer un risque de colmatage.
INB167-26	L'enceinte de confinement est conçue et réalisée pour supporter : - sans conséquence fonctionnelle ni structurelle, une température de 170°C et une pression des gaz dans l'enceinte de 5,5 bar absolus pendant une durée de douze heures. - A cette température et pression, le débit de fuite maximum de l'enceinte interne est de 0,3%/jour de la masse des gaz contenus dans l'enceinte interne. Une épreuve initiale de réception de l'enceinte est effectuée à la pression de 6 bar absolus. Au delà, le respect de ce critère de débit de fuite fait l'objet d'une épreuve d'étanchéité de l'enceinte de confinement effectuée à température ambiante à une pression de 5,5 bar absolus au minimum tous les dix ans, sauf sursis accordé par l'ASN au vu d'éléments probants dans la limite d'une année ; - sans conséquence fonctionnelle sur son étanchéité, une température de 170°C et une pression des gaz dans l'enceinte de 6,5 bar absolus pendant une durée de douze heures.	C1	Les sous-chapitre 3.5.0 <i>Dimensionnement des ouvrages sismiques de catégorie 1</i> et 3.5.1 <i>Enceinte interne avec peau métallique</i> donnent les exigences de conception, réalisation et d'essais de l'enceinte de confinement. Le taux de fuite maximal de l'enceinte interne en situation accidentelle est fixé à 0,3 %/j de la masse de gaz contenue dans le volume délimité par l'enceinte interne sous une pression de 0,55 MPa absolu. Les situations accidentelles considérées résultent : - de la rupture guillotine doublement débattue de la tuyauterie du circuit primaire principal (2A- LOCA), - des situations d'accidents graves avec fusion du coeur y compris les efforts dus aux déflagrations locales d'hydrogène. Cela se traduit par la vérification par calcul de l'étanchéité de l'enceinte interne à une pression maximale de 0,65 MPa absolu, associé à une température maximale de 170 °C, - du cumul de la rupture de la jambe d'expansion du pressuriseur avec le séisme de dimensionnement. Les tableaux 3.5.0 TAB 1 et 2 font apparaître les différentes fonctions attendues pour chacune des composantes des ouvrages de l'îlot nucléaire sur la base des sollicitations auxquelles ils peuvent être soumis, sollicitations classées en normal (N), exceptionnel (EI) ou accidentel (Ai). Les essais qui permettent la vérification expérimentale du comportement de l'enceinte de confinement sont listés au paragraphe 3.5.0.4.4.6. <i>Réalisation et essais.</i> Le système EPP permet de garantir le respect du taux de fuite maximum pour l'enceinte (sous-chapitre 6.2.5 <i>Contrôle du débit de fuite et essais</i> ).

Index	Prescriptions Techniques relatives au site électronucléaire de Flamanville (Manche) pour la conception et la construction du réacteur « Flamanville 3 » (INB n°167) et pour l'exploitation des réacteurs « Flamanville 1 » (INB n°108) et « Flamanville 2 » (INB n°109)	Conformité EPR	Commentaires
INB167-27	Les bâtiments de sauvegarde et le bâtiment combustible sont conçus et réalisés de manière à assurer un taux de fuite maximum de 0,5 vol/jour.	C1	<p>Les taux de fuite maximum du bâtiment de sauvegarde et du bâtiment combustibles sont précisés en section 6.2.1 <i>Exigences relatives à la Fonction confinement et description fonctionnelle</i>.</p> <p>La note d'étude "Etanchéité statique des bâtiments périphériques de l'EPR Flamanville 3", référencée D305115116267 indice C, justifie le taux de fuite des bâtiments de sauvegarde et du bâtiment combustible sur la base de l'identification des chemins de fuite et de la quantification des fuites associées.</p>
INB167-28	Le bâtiment des auxiliaires nucléaires est conçu et réalisé de manière à assurer : <ul style="list-style-type: none"> <li>- hors séisme, un taux de fuite maximum de 0,5 vol/jour ;</li> <li>- en cas de séisme jusqu'au niveau retenu pour la conception, un taux de fuite maximum de 5 vol/jour.</li> </ul>	C1B	<p>Les taux de fuite maximum du bâtiment des auxiliaires nucléaires sont précisés en section 6.2.1 <i>Exigences relatives à la Fonction confinement et description fonctionnelle</i>.</p> <p>La note d'étude "Etanchéité statique des bâtiments périphériques de l'EPR Flamanville 3", référencée D305115116267 indice C, justifie le taux de fuite des bâtiments périphériques, sur la base des caractéristiques et des performances réelles des matériels installés.</p>
INB167-29	Le dispositif permettant la récupération et le refroidissement sur le long terme de la matière radioactive fondue (corium) stipulé au III-3.3 de l'article 2 du décret n°2007-534 présente les caractéristiques suivantes : <ul style="list-style-type: none"> <li>- les dispositifs assurant le supportage de la cuve ainsi que le dispositif assurant la fermeture du canal de transfert du corium vers la chambre d'étalement sont conçus et réalisés pour résister aux chargements résultant d'une rupture de la cuve sous une pression de 20 bar absolus ;</li> </ul>	C1	<p>Le paragraphe 2.1 du chapitre 5.4.9 précise que "En cas d'accident grave, la reprise des efforts verticaux agissant sur la cuve est assurée par la rigidité globale des boucles primaires. Ainsi, aucun dispositif spécifique pour maintenir l'anneau dans la direction verticale n'est nécessaire".</p> <p>L'ensemble puits de cuve/trappe fusible est conçu pour absorber les chargements en pression et température, résultant d'une rupture de cuve sous une pression de 20 bar absolus (§2.1.2. Conception du puits de cuve du sous-chapitre 6.2.6 Protection du radier).</p>
INB167-29	<ul style="list-style-type: none"> <li>- la rétention temporaire du corium dans le puits de cuve à partir du percement de la cuve permet d'attendre la fin du déversement du corium avant l'ouverture du canal de transfert vers la chambre d'étalement ; durant la rétention du corium dans le puits de cuve, la stabilité de ce dernier et le supportage de la cuve sont maintenus;</li> </ul>	C1	<p>La rétention temporaire du corium est explicitement indiquée au §2.1.2 du sous-chapitre 6.2.6, tout comme la conception du puits de cuve. Le paragraphe 1.2 du chapitre 19.2.2.4 précise que "Le puits de cuve est conçu pour résister aux chargements résultant d'une rupture de la cuve à 20 bar absolus. Ces chargements incluent les jets sous pression de corium et l'éventuel impact mécanique lié à une chute du fond de la cuve. Ce dernier est absorbé par des plots en béton situés à la périphérie du puits de cuve (« bumpers ») et qui protègent également la trappe fusible à l'entrée du canal de transfert entre le puits de cuve et la chambre d'étalement (voir 19.2.2.4 FIG 1)."</p> <p>Par ailleurs, le §2.1.3 du chapitre 6.2.6 indique que la conception de la trappe fusible a été précisée "de façon à garantir une section de passage suffisante et un délai de rupture suffisamment court pour éviter des effets négatifs d'un temps de rétention trop long sur l'intégrité du puits de cuve et des supports de cuve (voir le paragraphe 3.2 dans la section 19.2.2.4)."</p>
INB167-29	<ul style="list-style-type: none"> <li>- le transfert du corium dans la chambre d'étalement se produit avant que la submersion de la chambre par l'eau de refroidissement ne commence ;</li> <li>- la couche de béton sacrificiel de la chambre d'étalement ainsi que le délai d'arrivée de l'eau dans les canaux des plaques de refroidissement sont tels que, lorsque le corium arrive au contact de ces plaques, la capacité d'évacuation de la puissance thermique du dispositif de refroidissement est suffisante pour lui permettre d'assurer sa mission.</li> </ul>	C1	<p>En situation d'accident grave, l'arrivée du corium dans la chambre d'étalement déclenche l'ouverture de <input type="checkbox"/> vannes de noyage et initie l'écoulement gravitaire de l'eau de l'IRWST vers le récupérateur (§2.2.2. Conception de la chambre d'étalement).</p> <p>Des expériences ont permis de montrer que la structure de refroidissement est apte à évacuer des flux de chaleur très élevés supérieurs aux valeurs estimées par des analyses paramétriques notamment pour différents types de corium.</p>
INB167-30	Une instrumentation est mise en place afin : <ul style="list-style-type: none"> <li>- de signaler en salle de commande la percée de la cuve par le corium et d'en informer les équipes de crise de l'exploitant et des pouvoirs publics ;</li> <li>- de surveiller la progression du corium hors de la cuve et d'apprécier le fonctionnement du dispositif assurant la récupération et le refroidissement sur le long terme de la matière radioactive fondue stipulé au III-3.3 de l'article 2 du décret n°2007-534.</li> </ul>	C1	<p>Les principes de conduite en accident grave sont détaillés dans le sous-chapitre 13.4 et l'analyse de l'instrumentation utilisée en conduite accident grave est présentée en sous-section 19.2.2.7.</p> <p>La réussite du transfert du corium jusqu'à la chambre d'étalement peut être vérifiée par la détection de la rupture de cuve puis par l'augmentation de la température mesurée à la sortie de la « cheminée » de la chambre d'étalement.</p> <p>L'information aux équipes de crise de l'exploitant et des pouvoirs publics est faite conformément au PUI.</p>

Index	Prescriptions Techniques relatives au site électronucléaire de Flamanville (Manche) pour la conception et la construction du réacteur « Flamanville 3 » (INB n°167) et pour l'exploitation des réacteurs « Flamanville 1 » (INB n°108) et « Flamanville 2 » (INB n°109)	Conformité EPR	Commentaires
INB167-31	<p>Les limites des secteurs de feu destinés à protéger les fonctions de sûreté de l'installation ou les substances radioactives susceptibles d'être dispersées lors d'un incendie sont qualifiées coupe-feu pour une durée minimale de deux heures.</p> <p>Les secteurs de feu de grand volume destinés à protéger les fonctions de sûreté de l'installation ou les substances radioactives susceptibles d'être dispersées lors d'un incendie sont subdivisés en secteurs de feu permettant de faciliter les missions des équipes d'intervention et d'assurer leur sécurité. Le degré coupe-feu de ces subdivisions est au minimum d'une heure.</p>	C1C	<p>La sectorisation incendie de l'EPR est réalisée en respect du code de conception ETC-F. Les différents types de volume de feu sont rappelés au paragraphe 1.2.1 de la section 3.4.7 <i>Incendie</i>.</p> <p>Les parois de ces secteurs de feu de sûreté SFS ont un degré de résistance au feu (R)EI 120 (Coupe-feu pendant 120 minutes).</p> <p>Le Secteur de feu d'intervention SFI (Type 4) : Les parois de ces secteurs de feu doivent avoir un degré de résistance au feu adapté aux conséquences de l'incendie du volume sans être inférieur à (R)EI 60 (Coupe-feu pendant 60 minutes).</p> <p>La démonstration de la conformité de l'installation sera apportée avant la mise en service conformément à la fiche réponse FA3DITSNE2020FR0055.</p> <p>EDF a identifié certaines situations pour lesquelles l'application de la prescription technique ASN INB167-31 entraîne des difficultés d'installation voire des incompatibilités de requis. Dans ces cas d'impossibilité technique, EDF a identifié les éléments de sectorisation concernés et a apporté les éléments de justifications permettant de garantir l'intégrité des volumes de sûreté.</p> <p>Au regard de ces éléments, une demande de modification du texte de la PT INB167-31 a été adressée à l'ASN, afin qu'une modification de la prescription soit apportée pour introduire la possibilité de mettre en œuvre des moyens différents de ceux prévus par la prescription tout en apportant la démonstration de la protection des intérêts mentionnés à l'article L.593-1 du code de l'environnement.</p>
INB167-32	<p>Une explosion dans un local à risque d'explosion avéré situé dans un secteur de feu destiné à protéger les fonctions de sûreté de l'installation ou les substances radioactives susceptibles d'être dispersées lors d'un incendie ne doit pas remettre en cause la stabilité et l'intégrité du secteur de feu concerné.</p>	C1	<p>L'analyse de sûreté des explosions internes à l'INB est présentée en sous-section 3.4.6.2.</p> <p>Les études déclinant le référentiel de sûreté sont quant à elles présentées dans les sous-sections 3.4.6.0 et 3.4.6.1.</p>
INB167-33	<p>La fuite de référence pour les lignes de diamètre supérieur à cinq centimètres véhiculant de l'hydrogène et faisant l'objet d'opérations manuelles ou potentiellement vulnérables, notamment aux vibrations, est la rupture circonférentielle doublement débattue.</p>	C1	<p>Dans les circuits à risque, la fuite de référence fixée forfaitairement pour le dimensionnement et la justification des dispositions prises est une brèche dont la section correspond à une rupture guillotine, quel que soit le diamètre de la canalisation considérée (3.4.6.2 <i>Analyse de sûreté des explosions internes</i>).</p>
INB167-34	<p>Le mouvement sismique horizontal à prendre en compte pour le dimensionnement est défini, pour un amortissement réduit de 5%, par la courbe suivante, calée aux hautes fréquences au minimum à 0,20 g en horizontal :</p>	C1	<p>Le dimensionnement et la qualification des matériels classés sismiques de la partie standard de la tranche prennent en compte un ensemble de conditions standards : les jeux de spectres de dimensionnement EUR (3.3.2 FIG 1) calés à 0,25 g en horizontal, associés à six conditions de sol standard (SA, MA, MB, MC, HA, HF). Deux niveaux sont utilisés pour les ouvrages classés sismiques :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- Le Spectre de Dimensionnement des ouvrages de génie civil standard est le spectre EUR sol dur calé à 0,25g en horizontal, associé à la condition de sol propre à chaque site.</li> <li>- Le Spectre de Dimensionnement des ouvrages de site correspondant au spectre EUR sol dur calé à 0,20g en horizontal, associé à la condition de sol propre à chaque site.</li> </ul> <p>Le dimensionnement des bâtiments non classés sismiques est cohérent avec la réglementation applicable aux bâtiments non nucléaires, c'est-à-dire les règles de construction parasismique PS92.</p> <p>Conformément à la Règle Fondamentale de Sûreté 2001-01, le mouvement vertical associé au Spectre de Dimensionnement correspond aux 2/3 du mouvement horizontal.</p>

Index	Prescriptions Techniques relatives au site électronucléaire de Flamanville (Manche) pour la conception et la construction du réacteur « Flamanville 3 » (INB n°167) et pour l'exploitation des réacteurs « Flamanville 1 » (INB n°108) et « Flamanville 2 » (INB n°109)	Conformité EPR	Commentaires
	 <p>Le mouvement vertical associé au spectre de dimensionnement correspond aux 2/3 du mouvement horizontal.</p>		
INB167-35	<p>Un séisme d'inspection est défini. Il représente le niveau de séisme en deçà duquel aucune vérification ou inspection des composants, dont la tenue au séisme est requise au titre de leur rôle pour la sûreté, n'est nécessaire pour le maintien ou la reprise de l'exploitation de la tranche. Ce séisme d'inspection correspond à une accélération horizontale maximale en champ libre de 0,05g.</p> <p>Après l'occurrence d'un séisme correspondant à une accélération horizontale maximale en champ libre supérieure à 0,05 g, EDF contrôle si l'installation n'a pas été sollicitée au-delà du domaine élastique et si elle est toujours dans des conditions de fonctionnement normal. Les résultats des contrôles effectués et les conclusions d'EDF sont transmis à l'ASN dès qu'ils sont disponibles.</p>	C1	<p>Le cas du "séisme d'inspection" est traité en §1.6 de la section 3.3.2.</p> <p>Après l'occurrence d'un séisme correspondant à une accélération horizontale maximale en champ libre supérieure à 0,05 g, l'exploitant doit contrôler si l'installation n'a pas été sollicitée au-delà du domaine élastique et si elle est toujours dans des conditions de fonctionnement normal. Les résultats des contrôles effectués et les conclusions doivent être transmis à l'ASN dès qu'ils sont disponibles.</p> <p>La démarche mise en oeuvre dans le cas où un séisme serait ressenti et/ou mesuré sur l'installation est illustrée en figure 3.3.2 FIG 2. Pour collecter les données nécessaires à l'analyse de tels événements, une instrumentation sismique conforme à la Règle Fondamentale de Sûreté I.3.b est installée.</p>
INB167-36	<p>L'identification des équipements stipulée au IV.2.2 de l'article 2 du décret n°2007-534 s'appuie notamment sur des visites sur le terrain, effectuées lors de la construction initiale de l'installation ainsi que lors de ses éventuelles modifications ultérieures.</p>	C1A	<p>Cette prescription a fait l'objet de deux réponses à l'ASN, ECEIG122170 et SFL-ELY-2016.0938, confirmant les vérifications sur site qui se tiendront à l'issue de l'achèvement de la construction et de l'installation des équipements dans les différents locaux. Ces visites sur le terrain ont pour objectif la vérification complémentaire in situ des matériels non étudiés en phase de conception.</p> <p>Les rapports des revues de conformité séisme événement sont régulièrement actualisés et transmissibles à l'ASN.</p> <p>Les visites prévues dans le cadre de la construction initiale de l'installation se poursuivront jusqu'à la mise en service de celle-ci.</p> <p>Les modifications ultérieures sont gérées par un processus dédié qui permet de respecter la PT INB167-36.</p>

Index	Prescriptions Techniques relatives au site électronucléaire de Flamanville (Manche) pour la conception et la construction du réacteur « Flamanville 3 » (INB n°167) et pour l'exploitation des réacteurs « Flamanville 1 » (INB n°108) et « Flamanville 2 » (INB n°109)	Conformité EPR	Commentaires
INB167-37	Le calage de la plate-forme de l'îlot nucléaire, ainsi que la protection volumétrique de cet îlot et des galeries, garantissent l'absence d'entrée d'eau à toute altitude inférieure à +12,40 NGFN.	C1	Le calage de la plate-forme de l'îlot Nucléaire, ainsi que la Protection Volumétrique de cet îlot et des galeries, présenté en §2.1. du sous-chapitre 3.3.5 <i>Protection contre l'inondation externe</i> , garantissent l'absence d'entrée d'eau à toute altitude inférieure à +12,40 NGFN.
INB167-38	Les équipements classés de sûreté de la station de pompage sont : - soit situés au-dessus du niveau +8,54 m NGFN ; - soit intégrés dans les locaux protégés de l'inondation extérieure jusqu'au niveau +8,54 m NGFN a minima.	C1B	Le calage de la station de pompage et la protection volumétrique sont abordés en §2.2. du sous-chapitre 3.3.5 <i>Protection contre l'inondation externe</i> . Les équipements classés de sûreté de la station de pompage sont soit situés au-dessus du niveau + 8,54 m NGF N, soit intégrés dans les locaux protégés de l'inondation externe jusqu'au niveau + 8,54 m NGF N a minima.
INB167-39	Les protections actives contre la foudre des équipements classés de sûreté sont classées F2.	C1	La démonstration est portée par les études de protection vis-à-vis de la foudre et des interférences électromagnétiques (IEM) présentées en sous-section 3.3.7.  Les parafoudres et les paratonnerres sont classés F2.
INB167-40	Vis-à-vis des situations de canicule, les cas de charge de températures hautes à retenir à la conception sont : - pour l'air : supérieures ou égales à une température moyenne maximale journalière de 36°C et à une température maximale instantanée de 42°C; - pour la mer : supérieures ou égales à une température maximale journalière de 26°C.	C1	La protection vis-à-vis des situations de canicule est traitée en §3.3.6.2.5. Pour le site de Flamanville 3, le dimensionnement des ventilations et ouvrages des bâtiments standards est basé sur le sous-standard bord de mer froide dont les températures sont rappelées ci-dessous :  - Tair max jour : Température d'air avec humidité relative associée pour les bâtiments à forte inertie thermique moyennée sur 12 heures. • Tair max jour = 36°C • HR = 40 %  - Tair max inst : Température d'air instantanée avec humidité relative associée pour les bâtiments à faible inertie thermique. • Tair max inst = 42°C • HR = 29 %  Le dimensionnement des échangeurs est basé a minima sur le sous-standard bord de mer froide pour lequel la température maximale de la source froide enveloppe retenue est de : 26°C.
INB167-41	Vis-à-vis des situations de grands froids, les cas de charge de températures basses de l'air à retenir à la conception sont inférieures ou égales à : - -15°C en permanence ; - -19°C comme température minimum instantanée.	C1	La protection contre les conditions climatiques extrêmes est traitée en section 3.3.6 et notamment en section 3.3.6.1.3 pour les températures froides de l'air et 3.3.6.2.4 pour la protection contre les grands froids. Le spectre de dimensionnement comprenant la température longue durée, la température courte durée (7 jours) et la température instantanée (6 heures) est présenté en section 3.3.6.1.3.  L'analyse de sûreté est présentée en §3.3.6.2.4 <i>Protection contre les grands froids</i> .

Index	Prescriptions Techniques relatives au site électronucléaire de Flamanville (Manche) pour la conception et la construction du réacteur « Flamanville 3 » (INB n°167) et pour l'exploitation des réacteurs « Flamanville 1 » (INB n°108) et « Flamanville 2 » (INB n°109)	Conformité EPR	Commentaires
INB167-42	<p>Pour les bâtiments protégés physiquement par une paroi externe en béton armé visés au IV-2.1 de l'article 2 du décret n°2007-534, les cas de charges relatifs à la chute accidentelle d'un avion militaire sont au minimum enveloppes des courbes C1 et C2 appliquées sur une aire circulaire de 7m² :</p>  <p>Le diagramme de chargement C1 est utilisé :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- pour le dimensionnement des structures internes de ces bâtiments contre les vibrations induites ;</li> <li>- pour le dimensionnement de la paroi externe de protection en béton armé contre les chargements résultant d'un impact direct.</li> </ul> <p>Le diagramme de chargement C2 est utilisé pour vérifier la résistance ultime locale à la perforation de la paroi externe de protection en béton armé.</p>	C1	<p>La définition des cas de charge retenus pour la protection des bâtiments [ ] est issue des Directives Techniques et est conforme à la prescription ASN INB 167-42 .</p> <p>Les diagrammes sont données en §3.3.3.1.3.1. <i>Diagramme de chargement « aviation militaire ».</i></p>
INB167-43	<p>Le cas de charge de l'onde de surpression incidente retenu à la conception est une onde de surpression triangulaire à front raide atteignant une surpression maximale de 100 mbar et d'une durée de 300 ms sur les lieux de l'explosion. Le chargement en fonction du temps sur l'installation tient compte des réflexions possibles sur les parois et les toits des bâtiments.</p>	C1	<p>Les cas de charges sont définis §1.2. <i>Paramètres de dimensionnement</i> du sous chapitre 3.3.4 <i>Protection vis-à-vis des risques liés à l'environnement industriel et aux voies de communication - explosion externe.</i></p>
INB167-44	<p>En vue de limiter la probabilité de perte de la source froide principale, notamment par défaillance de cause commune liée au risque de colmatage issu des pollutions maritimes ou de l'arrivée massive d'algues ou de corps marins, la station de pompage dispose de quatre files indépendantes de filtration, présentant deux à deux une diversification technologique.</p>	C1	<p>Le système CFI, présenté en sous-chapitre 9.2.4 <i>Prise d'eau et filtration de l'eau brute</i>, est composé de 4 trains de filtration indépendants avec :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- [ ] filtres à chaînes disposés en trains latéraux,</li> <li>- [ ] tambours filtrants disposés en trains centraux.</li> </ul>
INB167-45	<p>En cas de colmatage élevé d'une file de filtration de la station de pompage, un dispositif de protection assure le déclenchement automatique des pompes en aval non classées de sûreté afin de réduire rapidement la perte de charge.</p>	C1B	<p>En cas d'encrassement élevé d'un tambour filtrant ou d'un filtre à chaînes, le déclenchement automatique des pompes aval non classées (SEN ou CRF) permet de réduire rapidement la perte de charge, donc de sauvegarder l'intégrité des panneaux filtrants et garantir un débit de sûreté suffisant pour alimenter les circuits SEC, et SRU le cas échéant.</p>

Index	Prescriptions Techniques relatives au site électronucléaire de Flamanville (Manche) pour la conception et la construction du réacteur « Flamanville 3 » (INB n°167) et pour l'exploitation des réacteurs « Flamanville 1 » (INB n°108) et « Flamanville 2 » (INB n°109)	Conformité EPR	Commentaires
INB167-46	Un dispositif de grilles, chacune équipée d'un dégrilleur, protège les files de filtration de la station de pompage de l'arrivée de pollutions maritimes ou de l'arrivée massive d'algues ou de corps marins. Une mesure de la perte de charge au niveau de chaque grille permet d'alerter en salle de commande de l'accumulation éventuelle de déchets devant la grille concernée.	C1B	<p>Le système SEF assure la pré-filtration de la totalité de l'eau brute utilisée pour la tranche. Il assure un rôle de protection du système CFI en piégeant l'arrivée des déchets marins susceptibles d'entraver le bon fonctionnement des filtres CFI (sous-chapitre 9.2.4 <i>Prise d'eau et filtration de l'eau brute</i>).</p> <p>Chaque pertuis de pré-filtration est composé d'une grille de pré-filtration (SEF) fixe (espacement de 10 mm entre les barreaux sur chaque grille) et d'un dégrilleur (SEF), afin d'enlever les débris et organismes marins piégés dans les grilles (SEF).</p> <p>Une mesure de la perte de charge, assurée au niveau de chaque grille, permet d'alerter l'exploitant de l'accumulation éventuelle de déchets devant la grille concernée.</p>
INB167-47	Pour faire face à une situation éventuelle de colmatage simultané des quatre files de filtration de la station de pompage, l'alimentation en eau du circuit de réfrigération ultime SRU peut être assurée par pompage de l'eau au large via la galerie de rejets.	C1	En cas de perte de l'alimentation normale par la station de pompage, l'alimentation en eau des deux trains du système SRU (9.2.6 <i>Source froide ultime</i> ) peut être assurée par pompage de l'eau au large via la galerie de rejets.
INB167-48	<p>EDF transmet à l'ASN un rapport d'avancement trimestriel du projet Flamanville 3 dans le mois suivant la période écoulée. Ce rapport trimestriel comprend :</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1) une synthèse des activités sur la période écoulée ;</li> <li>2) les éléments de planification suivants : <ul style="list-style-type: none"> <li>• les jalons du projet ;</li> <li>• les plannings directeurs actualisés : <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ des activités liées à la conception détaillée de l'installation (études fonctionnelles et études d'installation) ;</li> <li>➤ des activités d'approvisionnement, de construction, de fabrication (hors équipement sous pression nucléaire) et de montage ;</li> <li>➤ des essais de qualification des systèmes, équipements, matériels et composants participant à la démonstration de la sûreté ;</li> <li>➤ des activités de construction par bâtiment ;</li> <li>➤ des activités d'essais pré-opérationnels et d'essais d'ensemble ;</li> </ul> </li> </ul> </li> <li>3) l'état d'avancement des principales activités réalisées durant le trimestre écoulé ;</li> <li>4) les principales activités programmées sur le trimestre à venir ;</li> <li>5) la liste des anomalies intéressant la sûreté ou significatives pour la sûreté relatives aux activités de conception, de construction, de fabrication (hors équipement sous pression nucléaire), de montage, ainsi qu'aux essais de qualification des systèmes, équipements, matériels et composants participant à la démonstration de la sûreté ;</li> <li>6) la liste des principales activités de construction, de fabrication (hors équipement sous pression nucléaire) et de montage, ainsi que des essais de qualification des systèmes, équipements, matériels et composants participant à la démonstration de la sûreté, programmées pour le trimestre à venir ;</li> <li>7) une liste semestrielle des activités de construction, de fabrication (hors équipement sous pression nucléaire) ou de montage difficilement réversibles ou dont le contrôle s'avère impossible une fois l'activité réalisée concernant les structures, systèmes, équipements, matériels ou composants participant à l'accomplissement des trois fonctions fondamentales de sûreté, ou assurant leur protection vis-à-vis des risques internes ou induits par l'environnement de l'installation.</li> </ol> <p>A la demande de l'ASN, EDF organise sur le site de Flamanville, sous deux semaines, une réunion d'échange sur les informations transmises.</p>	NA	Le contenu de la présente prescription est rendu obsolète par la sortie de la nouvelle version de cette prescription dans la Décision 2013-DC-0347.

Index	Prescriptions Techniques relatives au site électronucléaire de Flamanville (Manche) pour la conception et la construction du réacteur « Flamanville 3 » (INB n°167) et pour l'exploitation des réacteurs « Flamanville 1 » (INB n°108) et « Flamanville 2 » (INB n°109)	Conformité EPR	Commentaires
INB167-49	EDF transmet de manière mensuelle la liste des écarts ou anomalies déclarés sur le chantier de la construction de Flamanville 3 par EDF ou ceux déclarés par les titulaires de contrats et pour lesquels le traitement curatif et/ou préventif est soumis à approbation d'EDF.	NA	Le contenu de la présente prescription est rendu obsolète par la sortie de la nouvelle version de cette prescription dans la Décision 2013-DC-0347.
INB167-50	EDF transmet à l'ASN un rapport annuel formalisant le retour d'expérience vis-à-vis des mesures définies pour prévenir ou mitiger les risques d'impact du chantier de Flamanville 3 sur les réacteurs en exploitation de Flamanville 1 et 2.	NA	Le contenu de la présente prescription est rendu obsolète par la sortie de la nouvelle version de cette prescription dans la Décision 2013-DC-0347.
INB167-51	<p>Concernant les structures, systèmes et composants participants à l'accomplissement des trois fonctions fondamentales de sûreté, ou assurant leur protection vis-à-vis des risques internes ou induits par l'environnement de l'installation, EDF :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- prend des dispositions, notamment auprès des prestataires, permettant de garantir que le délai séparant la fourniture des plans d'exécutions initiaux du début des activités de réalisation concernées par ces derniers permet d'assurer la maîtrise de la qualité de réalisation ;</li> <li>- ces dispositions sont détaillées dans un document transmis à l'ASN dans les 3 mois suivant la publication de la présente prescription ;</li> <li>- à la demande de l'ASN, notifie au moins quinze jours à l'avance la date de programmation d'une activité de construction, de fabrication (hors équipement sous pression nucléaire) ou de montage.</li> </ul> <p>EDF informe l'ASN des reports de l'activité notifiée et communique la nouvelle date de programmation retenue au moins trois jours ouvrés avant celle-ci. Ce délai de trois jours peut être réduit sous réserve de l'accord exprès de l'ASN.</p>	NA	Le contenu de la présente prescription est rendu obsolète par la sortie de la nouvelle version de cette prescription dans la Décision 2013-DC-0347.
EDF-FLA-1	La conception et la réalisation des parades spécifiquement mises en place pour la maîtrise des risques générés par le chantier de Flamanville 3 vis-à-vis de la sûreté des réacteurs en exploitation sur le site de Flamanville sont soumises aux exigences applicables aux activités concernées par la qualité prévues par l'arrêté du 10 août 1984.	C1	EDF respecte ce prescriptif.
EDF-FLA-2	<p>Les conditions d'entreposage, la nature et la quantité maximale d'explosifs entreposés sur le site sont définies de manière à assurer que l'explosion accidentelle de la totalité de ces explosifs :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- génère une onde de surpression, des projectiles et un spectre vibratoire couverts par les cas de charges de dimensionnement présentés dans les rapports de sûreté de Flamanville 1 et 2 ;</li> <li>- n'induit pas d'explosion au sein des parcs à gaz de Flamanville 1 et 2.</li> </ul>	C1	EDF respecte ce prescriptif.
EDF-FLA-3	<p>Les niveaux d'accélération induits par les activités de minage sur les installations de Flamanville 1 et 2 pour les fréquences comprises entre 2 Hz et 7 Hz sont inférieurs d'au moins un facteur trois par rapport aux niveaux d'accélération du demi-séisme de dimensionnement retenu pour ces installations.</p> <p>Des capteurs de vitesse et d'accélération permettent de mesurer l'impact effectif des tirs au niveau :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- des transformateurs principaux, de soutirage et auxiliaires de Flamanville 2 ;</li> <li>- du bâtiment réacteur, du bâtiment des auxiliaires nucléaires et de la station de pompage de Flamanville 2.</li> </ul> <p>En sus, EDF exerce un contrôle des vibrations induites par les tirs de mine au niveau du bouchon situé en fond du canal d'amenée afin de s'assurer de l'absence d'impact des tirs effectués sur sa stabilité.</p>	C1	EDF respecte ce prescriptif.

Index	Prescriptions Techniques relatives au site électronucléaire de Flamanville (Manche) pour la conception et la construction du réacteur « Flamanville 3 » (INB n°167) et pour l'exploitation des réacteurs « Flamanville 1 » (INB n°108) et « Flamanville 2 » (INB n°109)	Conformité EPR	Commentaires
EDF-FLA-4	<p>En complément de dispositions visant à prévenir la chute accidentelle d'une grue à tour, les conditions d'implantation et d'exploitation de ces grues sont telles qu'en cas de chute la zone d'impact ne comporte aucun bâtiment classé de sûreté, ni matériel important pour la sûreté.</p> <p>Les capteurs de vitesse et d'accélération mentionnés à la prescription [EDF-FLA-4] sont maintenus opérationnels tant qu'une grue est montée sur le chantier.</p>	C1	Les conditions d'implantation et d'exploitation de ces grues sont décrites dans la note <i>ECFA060011 : Analyses de risque - aspect sûreté - Travaux de construction.</i>
EDF-FLA-5	<p>Un programme de surveillance et de maintenance préventive des systèmes, équipements, matériels et composants de Flamanville 1 et 2 tient compte de la poussière générée par le chantier de Flamanville 3 afin :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- de prévenir les écarts par rapport aux conditions normales d'exploitation ;</li> <li>- de garantir la fiabilité des systèmes importants pour la sûreté.</li> </ul>	C1	EDF respecte ce prescriptif : analyse de risque objet d'un retour d'expérience annuel. Note de REX 2006-2007-2008 vis-à-vis des mesures définies pour prévenir ou mitiger les risques d'impact du chantier de Flamanville 3 sur les réacteurs en exploitation de Flamanville 1 et 2 (D5330-09-1159).
EDF-FLA-6	<p>EDF met en place un dispositif de balisage et de protection physique des câbles 400kV enterrés de Flamanville 1 et 2.</p> <p>EDF utilise des méthodes constructives assurant le maintien de l'intégrité du câble de 400kV de Flamanville 2 dans la zone de construction de la galerie inter-tranche.</p>	C1	EDF respecte ce prescriptif.
EDF-FLA-7	<p>EDF définit une organisation de crise sur le chantier de Flamanville 3 et des moyens nécessaires à sa mise en œuvre en lien avec le plan d'urgence interne des installations Flamanville 1 et 2.</p> <p>Le dimensionnement de l'organisation et de moyens nécessaires à sa mise en œuvre est compatible avec le nombre de personnes présentes sur le chantier de Flamanville 3.</p> <p>Les activités du chantier de Flamanville 3 ne remettent pas en cause l'accès des secours prévu dans le plan d'urgence interne de Flamanville 1 et 2.</p> <p>EDF effectue au moins un exercice annuel de mise en œuvre du plan d'urgence interne de Flamanville 1 et 2 impliquant l'organisation de crise du chantier de Flamanville 3.</p>	C1	EDF respecte ce prescriptif.

**TAB-1.7.1.3 ANALYSE DE CONFORMITÉ DE L'INSTALLATION AUX PRESCRIPTIONS POUR LES ESSAIS DE DEMARRAGE DU REACTEUR « FLAMANVILLE 3 » (DÉCISION N°2013-DC-0347)**

Index	Prescriptions relatives au site électronucléaire de Flamanville (Manche) pour les essais de démarrage du réacteur « Flamanville 3 » (INB n°167) et modifiant la décision n°2008-DC-0114 de l'Autorité de sûreté nucléaire	Conformité EPR	Commentaires
INB167-A	<p>I. L'exploitant réalise ou fait réaliser des contrôles et essais appropriés des éléments importants pour la protection (EIP) – au sens de l'arrêté du 7 février 2012 fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base – que ces EIP soient des structures, des systèmes ou des composants. Ces essais et contrôles comprennent, autant que nécessaire :</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1) des essais et contrôles réalisés hors périmètre de l'INB n°167 Flamanville 3 sur des EIP ;</li> <li>2) des essais et contrôles réalisés dans le périmètre de l'INB n°167 Flamanville 3 pendant le montage, la construction ou l'installation des EIP ;</li> <li>3) des essais réalisés dans le périmètre de l'INB n°167 Flamanville 3 une fois ces EIP construits ou installés sur le site. Ces essais, dits « de démarrage », sont ceux dont le rapport de synthèse est cité à l'article 20 du décret du 2 novembre 2007 susvisé. Pour les essais de démarrage visant à vérifier la capacité des EIP à assurer les fonctions que leur alloue la démonstration mentionnée au deuxième alinéa de l'article L. 593-7 du code de l'environnement, la définition de ces essais, l'élaboration de la documentation, la réalisation et l'analyse de ces essais sont des activités importantes pour la protection au sens de l'arrêté du 7 février 2012 susmentionné.</li> </ol> <p>II. L'ensemble de ces essais et contrôles est destiné à contribuer à la démonstration que les EIP respectent les exigences mentionnées dans :</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1) le décret du 10 avril 2007 susvisé autorisant la création de l'INB n°167 et les prescriptions de l'ASN s'appliquant à l'INB n°167 ;</li> <li>2) le rapport préliminaire de sûreté remis pour l'obtention du décret du 10 avril 2007 susvisé ou sa mise à jour remise à l'appui de la demande d'autorisation de mise en service de l'INB n°167 ;</li> <li>3) l'étude d'impact remise pour l'obtention des décisions n° 2010-DC-0188 et 2010-DC-0189 susvisées ou sa mise à jour remise à l'appui de la demande de mise en service de l'INB n°167 ;</li> <li>4) les autres pièces remises en application de l'article 20 du décret du 2 novembre 2007 susvisé une fois le dossier de demande d'autorisation de mise en service de l'INB n°167 déposé.</li> </ol>	SO	
INB167-B	<p>L'exploitant formalise, met en œuvre et fait mettre en œuvre une démarche pour déterminer les essais et contrôles à réaliser afin de répondre à la prescription [INB167-A] et pour justifier leur articulation ou leur enchaînement.</p> <p>Cette démarche conduit l'exploitant à l'élaboration d'un document justifiant le caractère suffisant des essais et contrôles au regard de la prescription [INB167-A] et justifiant la complémentarité des essais de démarrage avec les autres essais et contrôles mentionnés au 1) et au 2) du I. de la prescription [INB167-A] ou, le cas échéant, des essais réalisés sur d'autres réacteurs du même type. Ce document précise les modalités et la typologie des critères selon lesquels l'exploitant statue in fine quant au respect des exigences fixées par les documents mentionnés au II. de la prescription [INB167-A], y compris pour les EIP qui feront l'objet de plusieurs essais de démarrage.</p>	C1	<p>La réponse à cette prescription est portée par :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- la note ECEFC141261 décrivant la démarche de détermination des essais et contrôles appropriés tout au long du projet contribuant à la démonstration du respect des exigences décrites dans le RDS. Cette note répond à la prescription [INB167-B]. Elle a pour objectif d'établir un lien direct entre les exigences définies et les essais et contrôles à réaliser sur les EIP. Elle indique par ailleurs les notes d'analyse de suffisance de chaque système (NAS) ;</li> <li>- la note ECEFC131439 "Validation de la conception de l'EPR de Flamanville 3 : démarche d'analyse de suffisance des contrôles et essais", ainsi que la note ECEFC140844 "Règles d'attribution de la nature des critères d'essais de démarrage et de la nature des conditions d'essai", qui formalisent la démarche pour déterminer les essais et contrôles à réaliser sur les EIP après leur construction ou installation sur site.</li> </ul>
INB167-C	<p>L'exploitant établit le programme général des essais de démarrage. Les intervenants extérieurs – au sens de l'arrêté du 7 février 2012 susmentionné – sont, le cas échéant, associés à l'établissement de ce programme. Ce programme décrit notamment les différentes phases d'essais, leur enchaînement et, pour chaque phase, les essais de démarrage à réaliser. Ce programme précise les conditions indispensables à respecter préalablement à chaque changement de phase et les essais éventuellement reportables à une phase ultérieure. En particulier, l'enchaînement des essais est tel que la sûreté nucléaire de l'installation n'est jamais dépendante des performances des EIP non encore essayés.</p>	C1	<p>Le programme général des essais de démarrage est décrit dans le sous-chapitre 14.1. Il est décliné dans le PPE ENSDEM.</p>
INB167-D	<p>L'exploitant intègre dans le rapport de sûreté établi en application de l'article 20 du décret du 2 novembre 2007 susvisé :</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1) pour ce qui concerne les EIP contribuant à la prévention ou à la limitation des conséquences des accidents, la démarche demandée par la prescription [INB167-B] ;</li> </ol>	C1	<p>Le sous-chapitre 14.1 <i>Programme des essais de démarrage de la centrale</i> répond à la présente prescription.</p>

Index	Prescriptions relatives au site électronucléaire de Flamanville (Manche) pour les essais de démarrage du réacteur « Flamanville 3 » (INB n°167) et modifiant la décision n°2008-DC-0114 de l'Autorité de sûreté nucléaire	Conformité EPR	Commentaires
	2) une synthèse du programme général des essais de démarrage demandé par la prescription [INB167-C].		
INB167-E	<p>En lien avec la démarche définie par la prescription [INB167-B] et le programme général mentionné par la prescription [INB167-C], l'exploitant établit, pour un ensemble d'EIP clairement identifié, un document décrivant notamment :</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1) l'ensemble d'EIP considéré ;</li> <li>2) l'ensemble des essais de démarrage à réaliser et leur enchaînement prévu ;</li> <li>3) la complémentarité de ces essais avec les autres essais ou contrôles réalisés ou prévus, ceci afin de répondre aux objectifs fixés par la prescription [INB167-A] ;</li> <li>4) pour chaque essai de démarrage considéré : <ul style="list-style-type: none"> <li>• les objectifs et conditions de réalisation de chaque essai ;</li> <li>• les structures, systèmes et composants en interface avec les EIP concernés par l'essai ;</li> <li>• les critères d'acceptabilité des résultats.</li> </ul> </li> </ol>	C1	<p>Un Programme de Principe d'Essais (PPE) est rédigé par système élémentaire ou par groupe de systèmes élémentaires. Ce document spécifie le principe, l'objet et la teneur des essais à réaliser pour mettre en service les différentes fonctions du système, ainsi que les critères utilisés pour évaluer la validité des résultats des essais.</p> <p>Son contenu est défini principalement via la mise en œuvre de la démarche de suffisance portée par l'élaboration de Notes d'Analyse de Suffisance des essais et contrôles sur les Eléments Importants pour la Protection (NAS-EIP). Ces analyses permettent notamment de justifier du caractère suffisant des essais de démarrage au regard des autres contrôles et essais réalisés sur les EIP (hors site ou sur site).</p>
INB167-1	La politique mentionnée à l'article 2.3.1 de l'arrêté du 7 février 2012 susmentionné couvre notamment les activités de conception et de construction et les essais de démarrage de l'INB n°167 Flamanville 3.	C1	Cette prescription est déclinée dans le Système de Gestion Intégré (SGI) d'EDF.
INB167-1-1	<p>L'exploitant décrit l'organisation mise en place pour répondre aux exigences du titre II de l'arrêté du 7 février 2012 susmentionné pendant la préparation, le déroulement et l'analyse des résultats des essais de démarrage. Cette description détaille notamment l'organisation mise en place pour :</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1) élaborer les procédures d'essais de démarrage ;</li> <li>2) programmer et réaliser les essais de démarrage ;</li> <li>3) analyser les résultats des essais de démarrage, y compris en cas d'écarts ;</li> <li>4) s'assurer que les personnes élaborant les procédures d'essais de démarrage, réalisant l'essai de démarrage ou analysant les résultats disposent des compétences nécessaires ;</li> <li>5) statuer sur les impacts des résultats des essais de démarrage sur la poursuite du programme d'essais de démarrage et sur le dossier de demande d'autorisation de mise en service défini par l'article 20 du décret du 2 novembre 2007 susvisé ;</li> <li>6) assurer le traitement de tous les écarts détectés au cours des essais de démarrage ;</li> <li>7) assurer la traçabilité des résultats finalement obtenus pour chaque essai de démarrage.</li> </ol> <p>Cette organisation précise les différents acteurs concourant à la préparation, la réalisation et l'analyse des résultats des essais de démarrage et en définit les responsabilités.</p>	C1	Le sous chapitre 14.2 décrit l'organisation des essais de démarrage qui s'appuie sur les processus internes, tels que la note d'organisation pour décider de la poursuite du programme général des essais de démarrage et de l'information ASN relative aux essais de démarrage ECFA124476 ainsi que la procédure MAN2-PR21 "Maîtriser les écarts sur nos activités".
INB167-1-2	<p>I. L'exploitant définit et met en œuvre une organisation et un processus lui permettant de décider, avant chaque changement de phase d'essais définie dans le programme des essais de démarrage mentionné à la prescription [INB167-C], de la poursuite de ce programme, au regard de la protection des intérêts mentionnés à l'article L. 593-1 du code de l'environnement et des documents mentionnés au II. de la prescription [INB167-A].</p> <p>II. L'organisation et le processus prévus par le I. ci-dessus présentent des garanties de qualité, de transparence et d'indépendance par rapport aux personnes ou entités directement en charge de la réalisation des essais. En particulier, les personnes mettant en œuvre ce processus disposent de compétences adaptées, notamment en matière de construction, de conception détaillée et de fonctionnement de l'INB n°167 Flamanville 3, et des moyens suffisants pour garantir ces objectifs.</p> <p>III. Le processus prévu au titre du I. ci-dessus permet notamment d'identifier la nécessité d'effectuer de nouveau un essai de démarrage, de mener des essais de démarrage complémentaires, de modifier les conditions de réalisation des essais de démarrage prévus lors des phases d'essais suivantes ou d'adapter les futures modalités de fonctionnement de l'INB n°167 Flamanville 3. Il se base notamment sur :</p>	C1	La section 14.2.7 décrit l'organisation pour décider de la poursuite du programme général des essais de démarrage. Cette organisation s'appuie sur des processus internes tels que la note d'organisation pour décider de la poursuite du programme général des essais de démarrage et de l'information ASN relative aux essais de démarrage ECFA124476 ainsi que la procédure MAN2-PR21 "Maîtriser les écarts sur nos activités".

Index	Prescriptions relatives au site électronucléaire de Flamanville (Manche) pour les essais de démarrage du réacteur « Flamanville 3 » (INB n°167) et modifiant la décision n°2008-DC-0114 de l'Autorité de sûreté nucléaire	Conformité EPR	Commentaires
	<ol style="list-style-type: none"> <li>1) l'examen de l'ensemble des résultats des essais de démarrage déjà réalisés et des écarts rencontrés, notamment au regard des conditions de poursuite du programme des essais préalablement établies par l'exploitant au titre de la prescription [INB167-C] et des exigences définies applicables ;</li> <li>2) la réalisation d'une revue des écarts telle que définie à l'article 2.7.1 de l'arrêté du 7 février 2012 susmentionné, comportant une analyse du cumul des écarts affectant l'INB n°167 Flamanville 3, y compris ceux liés aux essais de démarrage. Sur la base des conclusions de cette revue, l'exploitant évalue l'impact de ce cumul sur la poursuite du programme des essais de démarrage et sur l'échéance de résorption des écarts en cours de traitement ;</li> <li>3) la réalisation d'un programme conséquent d'actions de vérification, telles que définies à l'article 2.5.4 de l'arrêté du 7 février 2012 susmentionné, portant au minimum sur les dispositions prises en matière d'identification et de traitement des écarts détectés pendant les essais de démarrage ;</li> <li>4) l'examen du traitement, au sens de l'article 2.6.3 de l'arrêté du 7 février 2012 susmentionné, des écarts répétés ou d'événements significatifs relevant de la prescription [INB167-2].</li> </ol>		
INB167-1-3	<p>Dans le mois suivant l'entrée en vigueur de la présente décision, l'exploitant transmet à l'ASN une synthèse du retour d'expérience issu des précédents essais de démarrage réalisés sur ses réacteurs actuellement en fonctionnement. Outre les bonnes pratiques identifiées, cette synthèse inclut les principaux écarts survenus par le passé et les mesures déployées pour éviter leur reproduction sur Flamanville 3.</p> <p>En fonction de l'état d'avancement des essais de démarrage des autres réacteurs de type EPR dans le monde, l'exploitant enrichit cette synthèse des enseignements tirés de ces essais.</p> <p>Cette synthèse est actualisée et transmise à l'ASN de manière annuelle jusqu'à l'atteinte de la puissance nominale du réacteur.</p>	C2	<p>Le processus d'analyse du REX a été initié et fera l'objet de mise à jour en fonction de l'état d'avancement des essais de démarrage des autres réacteurs de type EPR dans le monde.</p> <p>Le REX des précédents démarrages du parc français est présenté dans la note ECEFC130082.</p> <p>Le REX des démarrages des autres EPR dans le monde est présenté dans la note ECEFC141191.</p>
INB167-2	<p>I. - Sans préjudice des cas prévus par les articles 34 et 35 du décret du 2 novembre 2007 susvisé, à la suite d'écarts répétés ou d'un événement significatif le justifiant, l'exploitant est tenu de suspendre les activités importantes pour la protection, au sens de l'arrêté du 7 février 2012 susmentionné, impliquées et en informe l'ASN dans les meilleurs délais.</p> <p>L'ASN peut notifier à l'exploitant des écarts ou événements significatifs qu'elle estime redevables de cette prescription.</p> <p>II. - L'exploitant ne peut reprendre l'activité suspendue qu'après la mise en œuvre d'actions préventives, correctives et curatives. Ces actions doivent être définies et justifiées dans un dossier tenu à la disposition de l'ASN. L'exploitant informe l'ASN de la reprise de l'activité suspendue.</p>	C1	<p>La présente prescription est déclinée dans la procédure MAN2-PR21 : Maîtriser les écarts sur nos activités.</p>
INB167-2-1	<p>La réalisation de l'épreuve initiale de réception de l'enceinte de confinement mentionnée à la prescription [INB167-26] est soumise à l'accord de l'ASN, en application du IV de l'article 18 du décret du 2 novembre 2007 susvisé.</p> <p>Afin de permettre à l'ASN de statuer sur cet accord, l'exploitant transmet 30 jours ouvrés avant la date envisagée pour cette épreuve :</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1) la liste des écarts relevés au cours de la construction de l'enceinte de confinement et leur traitement. L'exploitant résume les traitements mis en œuvre et justifie que les écarts non résorbés ne remettent pas en cause les caractéristiques de l'enceinte au regard des exigences fixées dans les documents listés au II. de la prescription [INB167-A] ;</li> <li>2) la méthode appliquée pour s'assurer que les EIP demeurant dans l'enceinte de confinement au cours de l'épreuve ne seront pas endommagés par les conditions de l'épreuve ;</li> <li>3) un document présentant le bilan de l'application de l'organisation et du processus mis en œuvre au titre de la prescription [INB167-1-2].</li> </ol> <p>Au plus tard un mois après la réalisation de l'épreuve initiale de réception de l'enceinte de confinement, l'exploitant transmet à l'ASN un rapport présentant les résultats de l'épreuve.</p>	C1	<p>Le Programme des Commissions d'Essais sur Site décrit en section 14.2.7 intègre ce point d'arrêt.</p>
INB167-2-2	<p>L'exploitant s'assure que les essais de démarrage prévus et les exigences applicables fixées par les documents mentionnés au II. de la prescription [INB167-A] sont compatibles. A cette fin, il veille à ce que le dossier de demande de mise en service de l'installation prenne en compte les spécificités éventuelles des phases d'essais de démarrage.</p>	C1	<p>L'existence de spécificités relatives aux essais de démarrage est identifiée dans le chapitre 14.1 du RDS.</p>

Index	Prescriptions relatives au site électronucléaire de Flamanville (Manche) pour les essais de démarrage du réacteur « Flamanville 3 » (INB n°167) et modifiant la décision n°2008-DC-0114 de l'Autorité de sûreté nucléaire	Conformité EPR	Commentaires
INB167-2-3	<p>En préalable à la réalisation de chaque essai de démarrage portant sur un EIP, que cet EIP soit une structure, un système ou un composant, et en cohérence avec le programme général d'essais de démarrage :</p> <p>— Lors de l'élaboration des documents d'exécution d'essais de démarrage, l'exploitant :</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1) s'assure que les conditions de réalisation de l'essai de démarrage sont représentatives des conditions de fonctionnement et de sollicitation du ou des EIP concernés spécifiées dans leur notice d'utilisation établie par le constructeur, si elle existe, et dans les documents mentionnés au II. de la prescription [INB167-A]. Si nécessaire, l'exploitant justifie la transposition aux conditions spécifiées pour l'essai,</li> <li>2) s'assure que l'essai de démarrage peut être réalisé dans des conditions permettant de protéger les intérêts mentionnés à l'article L. 593-1 du code de l'environnement et sont notamment compatibles avec le dossier défini au II. de l'article 20 du décret du 2 novembre 2007 susvisé, quand celui-ci a été déposé auprès de l'ASN</li> <li>3) identifie les critères à respecter en distinguant ceux directement liés aux exigences fixées par les documents mentionnés au II. de la prescription [INB167-A] de ceux liés à d'autres considérations. Pour les critères du premier type, chaque critère quantitatif est établi en tenant compte des incertitudes de mesure conformément à la prescription [INB167-14],</li> <li>4) précise la configuration requise pour la réalisation de l'essai de démarrage et celle dans laquelle l'EIP essayé (et le système auquel il appartient si l'EIP est un composant) doit être replacé une fois l'essai terminé. Les contrôles associés à réaliser sont décrits</li> </ol> <p>- Avant le début de la réalisation de chaque essai de démarrage sur site, l'exploitant</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1) s'assure que l'état d'avancement du montage de l'installation, des essais de démarrage, des contrôles et de la mise en service des structures, systèmes et composants <ul style="list-style-type: none"> <li>• rend le ou les EIP aptes à subir l'essai concerné ;</li> <li>• n'est pas de nature à remettre en cause la représentativité de l'essai de démarrage. Dans le cas où les pré-requis et conditions de réalisation de l'essai de démarrage pris en compte lors de l'élaboration des documents d'exécution d'essais de démarrage ne pourraient être respectés, la justification de la représentativité est réexaminée et est documentée ;</li> </ul> </li> <li>2) s'assure que les éventuels écarts existant à la date de l'essai de démarrage et affectant l'EIP à essayer sont résorbés ou, à défaut, ne sont pas de nature à fausser l'essai ou à empêcher le bon déroulement de l'essai de démarrage</li> </ol>	C2	<p>Les éléments sont apportés dans le dossier de modifications temporaires des RGE applicable pour la phase des essais de premier démarrage.</p> <p>L'activité d'élaboration des documents d'exécution d'essais de démarrage intègre la vérification des conditions de réalisation d'essai, l'état final de la tranche à l'issue de l'essai, les transpositions éventuelles et la protection des intérêts.</p> <p>Les exigences de vérifications des préalables aux essais sont définies en section 14.2.5 <i>Organisation des essais sur site</i>.</p> <p>Ces activités sont cadrées par les instructions suivantes :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- INS. EPR 324 : Organisation des activités essais système et essais d'ensemble ;</li> <li>- INS.EPR 663 - Récolements contractuels et fonctionnels ;</li> <li>- INS.EPR 670 - Préparer - Réaliser - Surveiller les essais .</li> </ul>
INB167-2-4	<p>Tant que l'installation n'est pas mise en service – et notamment pendant les essais de démarrage – l'exploitant définit et met en œuvre un programme d'entretien et de surveillance des EIP. Ce programme tient compte des exigences liées au maintien de l'opérabilité et de la qualification des EIP et au déroulement des essais de démarrage. Il est adapté en fonction de l'avancement de la construction et du démarrage de l'installation.</p>	C1	<p>EDF respecte ce prescriptif au travers des 4 points suivants :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- l'organisation pour la conservation des matériels selon <i>ECFA125551 — Principes de conservation des équipements</i> et <i>ECFA141568 Conservation des matériels électriques</i> ;</li> <li>- le maintien de la qualification des matériels selon <i>l'INS.EPR 336 - Projet EPR - Qualification des matériels aux conditions accidentelles - organisation et répartition des tâches</i> ;</li> <li>- la pérennité des réglages suite aux essais de démarrage (D305115114908 indice A et INS.EPR.667) ;</li> <li>- le transfert des installations à l'exploitant selon la <i>Décision Commune DC301 Procédure de transfert des systèmes pour consignation (PVPC) et pour exploitation provisoire (PVEP)</i> et la <i>Décision Commune DC306 Prise en charge des installations pour entretien</i> .</li> </ul>

Index	Prescriptions relatives au site électronucléaire de Flamanville (Manche) pour les essais de démarrage du réacteur « Flamanville 3 » (INB n°167) et modifiant la décision n°2008-DC-0114 de l'Autorité de sûreté nucléaire	Conformité EPR	Commentaires
INB167-48	<p>Au cours du premier mois de chaque trimestre, l'exploitant transmet à l'ASN un rapport d'avancement du projet Flamanville 3 relatif au trimestre écoulé. Ce rapport trimestriel comprend :</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1) une synthèse des activités sur la période écoulée,</li> <li>2) les éléments de planification suivants : <ul style="list-style-type: none"> <li>• les jalons du projet,</li> <li>• les plannings directeurs actualisés : <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ des activités liées à la conception détaillée de l'installation (études fonctionnelles et études d'installation),</li> <li>➤ des activités d'approvisionnement, de construction, de fabrication (hors équipements sous pression nucléaires) et de montage,</li> <li>➤ des essais de qualification des EIP participant à la démonstration de sûreté nucléaire,</li> <li>➤ des activités de construction par bâtiment,</li> <li>➤ des activités d'essais de démarrage,</li> </ul> </li> </ul> </li> <li>3) l'état d'avancement des principales activités réalisées durant le trimestre écoulé,</li> <li>4) les principales activités programmées sur le trimestre à venir,</li> <li>5) la liste des principaux écarts, dont les événements significatifs, relatifs aux activités de conception, de construction, de fabrication (hors équipements sous pression nucléaires), de montage, ainsi qu'aux essais de qualification et de démarrage des EIP,</li> <li>6) la liste des principales activités de construction, de fabrication (hors équipements sous pression nucléaires) et de montage, ainsi que des essais de qualification et de démarrage des EIP programmées pour le trimestre à venir,</li> <li>7) une liste semestrielle des activités de construction, de fabrication (hors équipements sous pression nucléaires) ou de montage d'EIP difficilement réversibles ou dont le contrôle s'avère impossible une fois l'activité réalisée,</li> <li>8) une fois le dossier de demande de mise en service déposé, un échéancier de transmission des principaux documents que l'exploitant a prévu de remettre à l'ASN d'ici à la mise en service.</li> </ol>	C1	<p>EDF respecte ce prescriptif. L'information est transmise sous forme de courrier de synthèse de manière trimestrielle en amont du rapport trimestriel d'avancement transmis à l'ASN.</p> <p>Les modalités d'information de l'ASN lors des essais de démarrage sont traitées dans la note ECFA124476 « Note d'organisation pour décider de la poursuite du programme général de poursuite des essais de démarrage et de l'information ASN relative aux essais de démarrage » référencé au sous-chapitre 14.2.</p>
INB167-49	<p>L'exploitant transmet de manière mensuelle la liste, prévue par le II. de l'article 2.6.3. de l'arrêté du 7 février 2012 susmentionné, des écarts détectés sur le chantier de la construction de l'INB n°167 Flamanville 3.</p>	C1	<p>EDF respecte ce prescriptif.</p> <p>Une fois par mois la liste des écarts ou anomalies déclarés sur le chantier par EDF ou par les titulaires de contrats, lorsqu'ils sont soumis à l'approbation d'EDF, est remise à l'ASN.</p>
INB167-50	<p>Pendant le déroulement des essais de démarrage, l'exploitant informe l'ASN aussi souvent que nécessaire et au moins :</p> <p>— de manière hebdomadaire :</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1) des principaux faits marquants survenus pendant le déroulement du programme des essais de démarrage,</li> <li>2) de l'avancement des essais de démarrage et des dates prévisionnelles des changements de phase d'essais définie dans le programme des essais de démarrage mentionné à la prescription [INB167-C],,</li> </ol> <p>- de manière mensuelle, de la liste des essais réalisés pendant la période écoulée et de ceux ayant générés des écarts,</p> <p>- au moins quinze jours à l'avance, de la date de programmation d'une activité relative aux essais de démarrage préalablement identifiée et notifiée par l'ASN. L'exploitant informe l'ASN des reports de l'activité notifiée et communique la nouvelle date de programmation retenue avec un préavis suffisant pour permettre à l'ASN, si elle le décide, de mener une inspection.</p>	C1	<p>Les modalités d'information de l'ASN lors des essais de démarrage sont traitées dans la note ECFA124476 « Note d'organisation pour décider de la poursuite du programme général des essais de démarrage et de l'information ASN relative aux essais de démarrage » référencé au sous-chapitre 14.2.</p>
INB 167-50-1	<p>I. Au plus tard deux mois avant la date envisagée par l'exploitant pour la mise en service partielle ou la mise en service de l'INB n°167 Flamanville 3, l'exploitant transmet à l'ASN :</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1) la liste des essais de démarrage restant à réaliser d'ici à la mise en service partielle ou la mise en service de l'INB n°167 Flamanville 3 ;</li> <li>2) la liste des essais de démarrage déjà réalisés et dont les résultats ne permettraient pas à ce stade la mise en service partielle ou la mise en service de l'INB n°167 Flamanville 3 et les actions engagées ou envisagées pour remédier à cette situation ;</li> </ol>	C1A	<p>Les modalités d'information de l'ASN lors des essais de démarrage sont traitées dans la note ECFA124476 « Note d'organisation pour décider de la poursuite du programme général des essais de démarrage et de l'information ASN relative aux essais de démarrage » référencé au sous-chapitre 14.2.</p>

Index	Prescriptions relatives au site électronucléaire de Flamanville (Manche) pour les essais de démarrage du réacteur « Flamanville 3 » (INB n°167) et modifiant la décision n°2008-DC-0114 de l'Autorité de sûreté nucléaire	Conformité EPR	Commentaires
	<p>3) la liste de tout autre essai ou contrôle mentionné à la prescription [INB167-A] qui resterait à réaliser d'ici à la mise en service partielle ou la mise en service de l'INB n°167 Flamanville 3.</p> <p>II. Ensuite, l'exploitant transmet de manière hebdomadaire à l'ASN les documents et informations complémentaires visant à démontrer le caractère suffisant des essais et contrôles, l'acceptabilité des résultats obtenus vis-à-vis de la mise en service partielle ou de la mise en service de l'INB n°167 Flamanville 3 et l'acceptabilité des éventuels écarts dont le traitement ne serait pas achevé.</p> <p>III. Au plus tard une semaine avant la date envisagée par l'exploitant pour la mise en service partielle de l'INB n°167 Flamanville 3, l'exploitant communique à l'ASN les références de l'autorisation relative à la détention de matière nucléaire obtenue au titre de l'article L.1333-2 du code de la défense.</p> <p>IV. Lorsque l'exploitant considère que toutes les opérations préalables à la mise en service partielle ou à la mise en service de l'INB n°167 Flamanville 3 sont terminées, il transmet sa position à l'ASN sur :</p> <p>1) le caractère suffisant des essais et contrôles et l'acceptabilité des résultats obtenus vis-à-vis de la mise en service partielle ou de la mise en service de l'installation ;</p> <p>2) l'acceptabilité des éventuels écarts dont le traitement n'est pas achevé.</p> <p>Il fonde cette position notamment sur les conclusions de l'organisation et du processus mis en œuvre au titre de la prescription [INB167-1-2].</p>		
INB 167-50-2	Avant la mise en service de l'INB n°167 Flamanville 3 et après le dépôt du dossier de demande d'autorisation de mise en service, l'exploitant procède en tant que de besoin, au vu du déroulement des essais de démarrage et notamment des résultats obtenus, à la mise à jour de ce dossier.	C1A	
INB 167-51	<p>Pour les EIP participant à l'accomplissement des fonctions mentionnées au I. de l'article 3.4 de l'arrêté du 7 février 2012 susmentionné, ou assurant leur protection vis-à-vis des risques internes ou induits par l'environnement de l'installation, l'exploitant :</p> <p>1) prend des dispositions, notamment auprès des intervenants extérieurs, au sens de l'arrêté du 7 février 2012 susmentionné, garantissant que le délai séparant la fourniture des documents d'exécution dans leur version finale du début des activités de réalisation concernées permet d'assurer la maîtrise de la qualité de réalisation de cette activité, et ce pour les activités se déroulant sur le site de l'INB n°167 Flamanville 3. De même, concernant les essais de démarrage, l'exploitant prend des dispositions afin d'assurer que les documents nécessaires à la réalisation de ces essais sont fournis aux personnes chargées de leur réalisation avec un préavis suffisant pour permettre le déroulement des essais dans des conditions satisfaisantes de protection des intérêts mentionnés à l'article L. 593-1 du code de l'environnement et de qualité. Ces dispositions sont décrites dans un document transmis à l'ASN dans le mois suivant l'entrée en vigueur de la présente décision,</p> <p>2) à la demande de l'ASN, notifie au moins quinze jours à l'avance la date de programmation d'une activité de construction, de fabrication (hors équipements sous pression nucléaires) ou de montage. L'exploitant informe l'ASN des reports de l'activité notifiée et communique la nouvelle date de programmation retenue avec un préavis suffisant pour permettre à l'ASN, si elle le décide, de mener une inspection.</p>	C1	<p>Concernant les structures, systèmes et composants participants à l'accomplissement des trois fonctions fondamentales de sûreté, ou assurant leur protection vis-à-vis des risques internes ou induits par l'environnement de l'installation, EDF :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- a envoyé l'instruction projet <i>INS. EPR.202 - Déclinaison de la prescription technique INB.167.51 relative au délai de mise à disposition des documents d'exécution avant réalisation de l'activité sur site</i> ;</li> <li>- réalise des points hebdomadaires avec l'Autorité de sûreté nucléaire (division de Caen) via l'Aménagement de Flamanville 3.</li> </ul>

Index	Prescriptions relatives au site électronucléaire de Flamanville (Manche) pour les essais de démarrage du réacteur « Flamanville 3 » (INB n°167) et modifiant la décision n°2008-DC-0114 de l'Autorité de sûreté nucléaire	Conformité EPR	Commentaires
EDF-FLA-A	L'exploitant identifie, préalablement à leur réalisation, les activités se déroulant sur l'INB n°167 Flamanville 3 pouvant porter atteinte à la sûreté nucléaire des INB n°108 ou n°109. L'exploitant réalise, pour chacune de ces activités, une étude comportant une évaluation des risques encourus, l'analyse des dispositions prises pour prévenir ces risques et la description des mesures propres à limiter l'occurrence des atteintes et à atténuer leurs effets sur les INB n°108 ou n°109. L'étude doit être dans sa forme définitive au moins 15 jours avant le début de la réalisation de l'activité et les mesures identifiées mises en œuvre dès le début de cette réalisation.	C1	Ces dispositions font l'objet de la procédure <i>INS.EPR.662</i> .
EDF-FLA-7-1	L'exploitant transmet à l'ASN un rapport annuel formalisant le retour d'expérience concernant les mesures définies pour prévenir ou limiter les risques d'impact du chantier de construction de l'INB n°167 Flamanville 3 sur les INB n°108 ou n°109.	C1	EDF respecte ce prescriptif. <ul style="list-style-type: none"> <li>- Note REX 2006 à 2008 : D5330-09-1159</li> <li>- Note REX 2009 : D5330-10-1442</li> <li>- Note REX 2010 : ECFA116649</li> <li>- Note REX 2011 : ECFA121273</li> <li>- Note REX 2012 : ECFA132557</li> <li>- Note REX 2013 : ECFA142910</li> <li>- Note REX 2014 : D305115022116</li> <li>- Note REX 2015 : D305116023154</li> <li>- Note REX 2016 : D458517024926</li> <li>- Note REX 2017 : D458518024567</li> <li>- Note REX 2018 : D458519027491</li> <li>- Note REX 2019 : D458520014468</li> <li>- Note REX 2020 et 2021 : D455122002429</li> </ul>

## TAB-1.7.1.4 ANALYSE DE CONFORMITÉ DE L'INSTALLATION AUX PRESCRIPTIONS COMPLÉMENTAIRES (DÉCISION N° 2012-DC-0283)

Index	Prescriptions complémentaires applicables au site électronucléaire de FLAMANVILLE (Manche) au vu des conclusions des évaluations complémentaires de sûreté (ECS) des INB n°108 et n°109 et n°167	Conformité EPR	Commentaires
Article 2	Avant le 30 juin 2012, l'exploitant remettra un projet de calendrier de mise en oeuvre de toutes les mesures qu'il a prévues à la suite des évaluations complémentaires de sûreté, telles qu'elles figurent dans le rapport d'évaluation complémentaire de sûreté des installations mentionnées à l'article 1 <sup>er</sup> au regard de l'accident de Fukushima et dans les courriers DPI/DIN/EM/MRC/PC-11/021 et DPI/DIN/EM/MRC/PC-11/022 susvisés, dans le respect des prescriptions fixées dans les annexes à la présente décision. Ce calendrier peut être commun à plusieurs sites. Il définira une date limite de réalisation pour chaque mesure et chaque réacteur. Pour l'INB n°167, le calendrier doit définir des dates limites pour une réalisation antérieure à la mise en service de l'installation telle que définie au I de l'article 20 du décret du 2 novembre 2007 susvisé.	C1	La fiche réponse ECDDA120010 présente le projet de calendrier de mise en oeuvre de toutes les mesures prévues à la suite des évaluations complémentaires de sûreté. Elle a été transmise par courrier ECESN120588.
Article 3	Avant le 31 décembre 2013, l'exploitant remettra à l'ASN un bilan des enseignements qu'il tire de l'accident de Fukushima et en fera des propositions de prise en compte dans les référentiels de sûreté.	C1	EDF a remis à l'ASN le bilan de la prise en compte des enseignements de l'accident de Fukushima dans les référentiels de sûreté via la fiche réponse D305913014099 transmise par courrier D305913014111.
Annexe 2 à la décision n°2011-DC-0283 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 26 juin 2012 fixant à Électricité de France – Société Anonyme (EDF-SA) des prescriptions complémentaires applicables au site électronucléaire de Flamanville (Manche) au vu des conclusions des évaluations complémentaires de sûreté des INB n°108, n°109 et n°167			
<b>Titre III : Maîtrise des risques d'accident</b>			
Chapitre 1 : Généralités			
INB167-57 ECS-1	<b>I.</b> Avant le 30 juin 2012, l'exploitant proposera à l'ASN un noyau dur de dispositions matérielles et organisationnelles robustes visant, pour les situations extrêmes étudiées dans le cadre des ECS, à : 1) prévenir un accident avec fusion du combustible ou en limiter la progression, 2) limiter les rejets radioactifs massifs, 3) permettre à l'exploitant d'assurer les missions qui lui incombent dans la gestion d'une crise.	C1	La note ECESN120385 C détaillant le contenu du Noyau Dur Post-Fukushima a été transmise via le courrier ECESN140688.
INB167-57 ECS-1	<b>II.</b> Dans ce même délai, l'exploitant soumettra à l'ASN les exigences applicables à ce noyau dur. Afin de définir ces exigences, l'exploitant retient des marges significatives forfaitaires par rapport aux exigences applicables au 1 <sup>er</sup> janvier 2012. Les systèmes, structures et composants (SSC) faisant partie de ces dispositions doivent être maintenus fonctionnels, en particulier pour les situations extrêmes étudiées dans le cadre des ECS. Ces SSC sont protégés des agressions internes et externes induites par ces situations extrêmes, par exemple : chutes de charges, chocs provenant d'autres composants et structures, incendies, explosions.	C1	La note ENSMDM120025, transmise par le courrier ECESN120588, répond à la présente prescription.
INB167-57 ECS-1	<b>III.</b> Pour ce noyau dur, l'exploitant met en place des SSC indépendants et diversifiés par rapports aux SSC décrits dans le rapport préliminaire de sûreté déposé pour l'obtention de l'autorisation donnée par le décret du 10 avril 2007 susvisé afin de limiter les risques de mode commun. L'exploitant justifie le cas échéant le recours à des SSC décrits dans le rapport préliminaire de sûreté susmentionné.  Il décrit dans son dossier de demande d'autorisation de mise en service les SSC composant ce noyau dur ainsi que les exigences auxquelles ils répondent.	C1	De par la conception initiale de l'EPR, qui considère les pertes de source froide et électrique ainsi que l'accident grave, et de par la robustesse aux aléas des équipements nécessaires à la gestion de ces situations, l'EPR dispose de différentes lignes de défense pour la gestion des scénarios de Manque De Tension Généralisé (MDTG) cumulée à une Perte de la Source Froide (PSF). Ainsi, les Systèmes Structures et Composants du Noyau Dur de l'EPR de Flamanville 3 (cf. section 21.1.1 du RDS) sont majoritairement les SSC décrits dans le rapport préliminaire de sûreté.  Les exigences associées aux SSC composant ce noyau dur sont décrites au sous-chapitre 21.0.
INB167-57 ECS-1	<b>IV.</b> Dans son dossier de demande d'autorisation de mise en service décrit à l'article 20 du décret du 2 novembre 2007 susvisé, l'exploitant définira toutes les dispositions nécessaires pour assurer le caractère opérationnel de l'organisation	C1	Les dispositions nécessaires pour assurer le caractère opérationnel de l'organisation et des moyens de crise sont définies dans le chapitre 21.

Index	Prescriptions complémentaires applicables au site électronucléaire de FLAMANVILLE (Manche) au vu des conclusions des évaluations complémentaires de sûreté (ECS) des INB n°108 et n°109 et n°167	Conformité EPR	Commentaires
	<p>et des moyens de crise, y compris en cas d'accident affectant tout ou partie des installations du site de Flamanville. A cet effet, l'exploitant inclura ces dispositions dans le noyau dur défini au I. du présent article, et fixera en particulier, avant le 30 juin 2012, des exigences relatives :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- aux locaux de gestion des situations d'urgence, pour qu'ils offrent une grande résistance aux agressions et qu'ils restent accessibles et habitables en permanence et pendant des crises de longue durée, y compris en cas de rejets radioactifs. Ces locaux devront permettre aux équipes de crise d'assurer le diagnostic de l'état des installations et le pilotage des moyens du noyau dur ;</li> <li>- à la disponibilité et à l'opérabilité des moyens mobiles indispensables à la gestion de crise ;</li> <li>- aux moyens de communication indispensables à la gestion de crise, comprenant notamment les moyens d'alerte et d'information des équipiers de crise et des pouvoirs publics et, s'ils s'avéraient nécessaires, les dispositifs d'alerte des populations en cas de déclenchement du plan particulier d'intervention en phase réflexe sur délégation du préfet ;</li> <li>- à la disponibilité des paramètres permettant de diagnostiquer l'état de l'installation, ainsi que des mesures météorologiques et environnementales (radiologique et chimique, à l'intérieur et à l'extérieur des locaux de gestion des situations d'urgence) permettant d'évaluer et de prévoir l'impact radiologique sur les travailleurs et les populations ;</li> <li>- aux moyens de dosimétrie opérationnelle, aux instruments de mesure pour la radioprotection et aux moyens de protection individuelle et collective. Ces moyens seront disponibles en quantité suffisante avant toute mise en service, même partielle, de l'installation.</li> </ul>		<p>EDF a inclus ces dispositions dans le noyau dur et les exigences relatives ont été fixées dans la note D4550.34-12/2809 transmise via le courrier ECESN120588 et référencée dans la section 21.1.1.</p>
<p>INB167-58 ECS-20</p>	<p>I. Avant le 30 juin 2012, l'exploitant présentera à l'ASN l'instrumentation nécessaire pour mesurer d'une part l'état de la piscine d'entreposage du combustible (température et niveau d'eau de la piscine de désactivation) et d'autre part l'ambiance radiologique du hall du bâtiment combustible.</p> <p>II. Le dossier de demande d'autorisation de mise en service de l'installation décrit par l'article 20 du décret du 2 novembre 2007 susvisé prendra en compte cette instrumentation.</p>	<p>C1</p>	<p>L'instrumentation du BK a été présentée via la fiche réponse ECESN120591 jointe au courrier ECESN120588.</p> <p>Elle est prise en compte dans la section 21.1.1 pour l'instrumentation appartenant au Noyau Dur (Niveau Piscine BK et Température Piscine BK). L'instrumentation relative à l'ambiance radiologique hall piscine n'appartient pas au Noyau Dur. Elle est prise en compte dans la sous section 9.5.7.1 <i>Système de radioprotection de tranche - KRT</i>.</p>
<p>Chapitre 3 : Maîtrise des autres risques</p>			
<p>INB167-59 ECS-6</p>	<p>I. Avant le 31 décembre 2013 l'exploitant présentera à l'ASN les mesures envisagées pour assurer la protection de l'installation contre le risque d'inondation au-delà du référentiel considéré dans le rapport préliminaire de sûreté de l'INB n°167, en vue de se prémunir de la survenue de situations de perte totale de la source froide ou des alimentations électriques, pour les scénarios au-delà du dimensionnement, notamment :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- pluies majorées,</li> <li>- inondation induite par la défaillance d'équipements internes au site sous l'effet d'un séisme.</li> </ul> <p>II. Le dossier de demande d'autorisation de mise en service de l'installation décrit par l'article 20 du décret du 2 novembre 2007 susvisé prendra en compte ces mesures.</p>	<p>C1</p>	<p>La fiche réponse n°13-133, transmise par courrier ECESN131396, traite la première demande de la prescription relative à la présentation des mesures envisagées par EDF pour renforcer la protection des installations vis-à-vis des aléas au-delà du dimensionnement considérés.</p> <p>Ces mesures sont prises en compte dans la section 21.1.2.</p>
<p>INB167-60 ECS-13</p>	<p>Avant le 31 décembre 2012, l'exploitant transmettra à l'ASN une étude des avantages et inconvénients liés à la mise en place d'un système d'arrêt automatique du réacteur sur sollicitation sismique en vue de replier le réacteur dans l'état le plus sûr, en cas de dépassement du niveau de séisme correspondant au spectre d'amplitude moitié du spectre de dimensionnement de l'INB n°167.</p>	<p>C1</p>	<p>La note ENSNDR120120, transmise par courrier ECESN121210, étudie l'intérêt d'un système d'arrêt automatique du réacteur sur séisme.</p>
<p>INB167-61 ECS-15</p>	<p>Avant le 30 juin 2012, l'exploitant réalisera et remettra à l'ASN une revue globale de la conception actuelle de la source froide vis-à-vis des agressions ayant un impact sur l'écoulement et la qualité de l'eau et du risque de colmatage de la source froide.</p> <p>Le dossier de demande d'autorisation de mise en service de l'installation décrit par l'article 20 du décret du 2 novembre 2007 susvisé prendra en compte les conclusions de cette revue.</p>	<p>C1</p>	<p>La revue de conception des Sources Froides vis-à-vis des agresseurs ayant un impact sur le transit et la qualité de l'eau brute a été transmise par courrier TSF120480.</p> <p>Les conclusions de cette revue sont prises en compte dans le PUI.</p>

Index	Prescriptions complémentaires applicables au site électronucléaire de FLAMANVILLE (Manche) au vu des conclusions des évaluations complémentaires de sûreté (ECS) des INB n°108 et n°109 et n°167	Conformité EPR	Commentaires
INB167-62 ECS-16	<p>Avant le 31 décembre 2012, l'exploitant présentera à l'ASN les modifications introduites, par rapport au rapport préliminaire de sûreté déposé pour l'obtention de l'autorisation donnée par le décret du 10 avril 2007 susvisé, en vue d'installer des dispositifs techniques de secours permettant d'évacuer durablement la puissance résiduelle en cas de perte de la source froide. Ces dispositifs doivent répondre aux exigences relatives au noyau dur objet de la prescription [ECS-1] ci-dessus.</p> <p>Le dossier de demande d'autorisation de mise en service de l'installation décrit par l'article 20 du décret du 2 novembre 2007 susvisé prendra en compte ces dispositifs.</p>	C1	<p>La fiche de réponse ECESN121195, transmise par courrier ECESN121210, présente les modifications introduites, par rapport au rapport préliminaire de sûreté, pour répondre aux exigences relatives au noyau dur.</p> <p>Le sous-chapitre 21.1 prend en compte ces dispositifs, à l'exception du dispositif d'appoint ultime, finalement non nécessaire du fait du périmètre du noyau dur.</p>
INB167-63 ECS-17	<p>Au plus tard le 31 décembre 2013, l'exploitant examine des exigences assignées aux matériels nécessaires à la maîtrise des situations de perte totale de la source froide ou de perte totale des alimentations électriques, en matière de tenue en température, de résistance aux séismes, aux inondations et aux effets induits sur l'installation par ces agressions.</p> <p>Avant le 31 décembre 2013, l'exploitant remettra à l'ASN le bilan de cet examen accompagné des propositions d'évolutions, par rapport au dossier déposé pour l'obtention de l'autorisation donnée par le décret du 10 avril 2007, du référentiel de sûreté et de renforcement de l'installation en découlant, pour faire face à ces situations, en particulier dans les scénarios de longue durée.</p> <p>Le dossier de demande d'autorisation de mise en service de l'installation décrit par l'article 20 du décret du 2 novembre 2007 susvisé prendra en compte ces évolutions.</p>	C1	<p>La fiche réponse D305913014104, transmise par courrier D305913014111, répond à la présente prescription.</p> <p>Cette fiche réponse ne conduit pas à des évolutions du dossier de demande d'autorisation de mise en service.</p> <p>Néanmoins, le chapitre 21.1.2 justifie la robustesse au séisme de la diversification du système SRU.</p>
INB167-64 ECS-18	<p>Les diesels d'ultime secours, décrits dans le rapport préliminaire de sûreté de Flamanville 3 déposé pour l'obtention de l'autorisation donnée par le décret du 10 avril 2007 susvisé, doivent répondre aux exigences relatives au noyau dur objet de la prescription [ECS-1] ci-dessus.</p>	C1	<p>Les diesels d'ultime secours répondent aux exigences relatives au noyau dur (chapitre 21).</p>
INB167-65 ECS-28	<p>Avant le 30 juin 2012, l'exploitant présentera à l'ASN les systèmes prévus par le rapport préliminaire de sûreté ou les systèmes éventuellement à ajouter devant faire partie du noyau dur pour assurer la maîtrise de la pression dans l'enceinte de confinement en cas d'accident grave. Dans le même délai, l'exploitant transmettra à l'ASN une étude des avantages et inconvénients des différents systèmes possibles.</p>	C1	<p>La fiche réponse ECESN120595, transmise par courrier ECESN120588, répond à la présente prescription.</p> <p>Le chapitre 21 présente la manière dont le noyau dur assure la maîtrise de la pression dans l'enceinte de confinement en cas d'accident grave.</p>
<p><b>Titre V : Gestion et élimination des déchets et des combustibles usés d'une installation nucléaire de base</b></p> <p>Chapitre 4 : Prescriptions relatives aux entreposages des déchets et des combustibles usés</p>			
INB167-66 ECS-23	<p>Avant le 30 juin 2012, l'exploitant remettra à l'ASN une étude des dispositions envisageables, en cas de perte totale des alimentations électriques et de vidange accidentelle, pour mettre en position sûre un assemblage de combustible en cours de manutention dans le bâtiment combustible avant que les conditions d'ambiance ne permettent plus d'accéder aux locaux.</p>	C1	<p>La fiche réponse ECESN120592, transmise par courrier ECESN120588, répond à la présente prescription.</p>
INB167-67 ECS-24	<p>I. Avant le 31 décembre 2012, l'exploitant remettra à l'ASN une étude de l'évolution temporelle du comportement du combustible et de l'eau présents dans la piscine de désactivation du combustible dans des situations de vidange et de perte de refroidissement. L'exploitant y évalue notamment l'ambiance radiologique en situation d'ébullition de la piscine ainsi que les concentrations d'hydrogène par radiolyse potentiellement atteintes en situation de perte de la ventilation du hall du bâtiment 13/16 combustible. A cette échéance, l'exploitant propose, en les justifiant, les dispositions pouvant être mises en oeuvre.</p> <p>II. Le dossier de demande d'autorisation de mise en service de l'installation décrit par l'article 20 du décret du 2 novembre 2007 susvisé prendra en compte les conclusions de cette étude et les dites dispositions.</p>	C1	<p>La fiche réponse ENFCAE120194, transmise par courrier ECESN121210, répond à la présente prescription.</p> <p>Cette fiche réponse ne conduit pas à des évolutions du dossier de demande d'autorisation de mise en service.</p>

Index	Prescriptions complémentaires applicables au site électronucléaire de FLAMANVILLE (Manche) au vu des conclusions des évaluations complémentaires de sûreté (ECS) des INB n°108 et n°109 et n°167	Conformité EPR	Commentaires
<p><b>Titre VI : Gestion des situations d'urgence</b></p> <p>Chapitre 1 : Généralités</p>			
<p>INB167-68 ECS-35</p>	<p><b>I.</b> Dans son dossier de demande d'autorisation de mise en service de l'installation, décrit par l'article 20 du décret du 2 novembre 2007 susvisé, l'exploitant définit les actions humaines requises pour la gestion des situations extrêmes étudiées dans les évaluations complémentaires de sûreté. Il vérifie que ces actions sont effectivement réalisables compte tenu des conditions d'interventions susceptibles d'être rencontrées dans de tels scénarios. Il prend notamment en compte la relève des équipes de crise et la logistique nécessaire aux interventions.</p> <p><b>II.</b> Dans son dossier de demande d'autorisation de mise en service de l'installation, décrit par l'article 20 du décret du 2 novembre 2007 susvisé, l'exploitant transmet à l'ASN la liste des compétences nécessaires à la gestion de crise en précisant si ces compétences sont susceptibles d'être portées par des entreprises prestataires. L'exploitant justifie que son organisation assure la disponibilité des compétences nécessaires en cas de crise, y compris en cas de recours à des entreprises prestataires.</p> <p><b>III.</b> Dans l'année précédant la mise en service, même partielle, de l'installation, l'exploitant assure au personnel concerné une formation et une préparation visant à les mobiliser et à les faire intervenir au cours d'une situation accidentelle particulièrement stressante. Il s'assure que les entreprises prestataires susceptibles d'intervenir dans la gestion de crise adoptent des exigences similaires concernant la préparation et la formation de leurs personnels. Les caractéristiques de cette formation ainsi que sa périodicité sont décrites dans le dossier de demande d'autorisation de mise en service de l'installation décrit par l'article 20 du décret du 2 novembre 2007 susvisé.</p> <p><b>IV.</b> Dans son dossier de demande d'autorisation de mise en service de l'installation, décrit par l'article 20 du décret du 2 novembre 2007 susvisé, l'exploitant définit des dispositions de prise en charge sociale et psychologique des équipiers de crise, en prenant en compte l'environnement familial, mises en oeuvre en cas de situation accidentelle particulièrement stressante pour assurer des conditions de travail permettant une gestion de la crise aussi efficace que possible.</p>	<p>C1</p> <p>C1</p> <p>C1A</p> <p>C1</p>	<p>Le chapitre 21 du RDS répond aux points I. et III. de la présente prescription.</p> <p>Le PUI répond aux points II. et IV. de la présente prescription.</p> <p>De manière plus précise :</p> <p>– pour les points II et III,</p> <p>A/ Chaque année, conformément à la prescription N° 107 du PUI (D455113001867) appliquée par le site de Flamanville 3, les agents gréant une fonction dans l'organisation PUI participent à des exercices. En particulier, à l'arrivée du premier élément combustible sur FLA3, chaque membre de PC a réalisé à minima un exercice de crise. Ces exercices permettent aux agents de maintenir et développer les compétences nécessaires à l'utilisation des matériels et des locaux en situation de crise.</p> <p>B/ Le PUI du site ne fait pas appel à des prestataires.</p> <p>C/ La note D455016015235 ind 0 définit l'orientation standard pour la formation et le maintien des compétences des équipiers de crises locaux.</p> <p>– Pour le point IV, relatif aux dispositions de prise en charge sociale et psychologique des équipiers de crise, le courrier D40081011130727 (FQR ECS35.III ref D455034132329 et FQR ECS35.IV ref D40081011130642), complété par le courrier D305116025060 (FQR D455016008193), donne les éléments de réponses contribuant à la prise en compte de la prise en charge sociale et psychologique des équipiers de crise. Le CNPE de Flamanville intégrera, le cas échéant, les conclusions issues des travaux en cours sur la « gestion du stress et prise en charge sociale et psychologique des équipiers de crise ».</p>
<p><b>Titre VII : Information des autorités, des collectivités territoriales, des associations, du public</b></p> <p>Chapitre 2 : Information des pouvoirs publics</p>			
<p>INB167-69</p>	<p>A compter du 30 juin 2012, le rapport trimestriel décrit dans la prescription [INB167-48] de la décision de l'ASN n°2008-DC-0114 précitée est complété par un état d'avancement des actions prévues pour répondre aux prescriptions de la présente annexe et de celles annoncées dans le calendrier prévu pour répondre à l'article 2 de la présente décision.</p>	<p>C1</p>	<p>Le rapport trimestriel est complété par l'état d'avancement des actions prévues pour répondre aux prescriptions de la présente annexe et de celles annoncées dans le calendrier prévu pour répondre à l'article 2 de la présente décision.</p>
<p>Annexe 3 à la décision n°2012-DC-0283 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 26 juin 2012 fixant à Électricité de France – Société Anonyme (EDF-SA) des prescriptions complémentaires applicables au site électronucléaire de Flamanville (Manche) au vu des conclusions des évaluations complémentaires de sûreté des INB n°108, n°109 et n°167</p>			
<p><b>Titre III : Maîtrise des risques d'accident</b></p> <p>Chapitre 3 : Maîtrise des autres risques</p>			
<p>FLA-144 ECS-14</p>	<p><b>I.</b> Au plus tard le 31 décembre 2013, l'exploitant complète ses études actuelles par la prise en compte du risque créé par les activités situées à proximité de ses installations, dans les situations extrêmes étudiées dans le cadre des évaluations complémentaires de sûreté, et en relation avec les exploitants voisins responsables de ces activités (installations nucléaires, installations classées pour la protection de l'environnement ou autres installations susceptibles de présenter un danger). A cette échéance, l'exploitant propose les éventuelles modifications à apporter à ses installations ou leurs modalités d'exploitation résultant de cette analyse.</p>	<p>C1</p>	<p>La fiche réponse D4550.34.13/5485, transmise par courrier ECESN131396, répond à la présente prescription.</p>

Index	Prescriptions complémentaires applicables au site électronucléaire de FLAMANVILLE (Manche) au vu des conclusions des évaluations complémentaires de sûreté (ECS) des INB n°108 et n°109 et n°167	Conformité EPR	Commentaires
	<p>II. Au plus tard le 31 décembre 2013, l'exploitant prend toutes les dispositions, par exemple au moyen de conventions ou de systèmes de détection et d'alerte, pour être rapidement informé de tout événement pouvant constituer une agression externe envers ses installations, pour protéger son personnel contre ces agressions et pour assurer une gestion de crise coordonnée avec les exploitants voisins.</p> <p>III. Au plus tard le 31 décembre 2013, l'exploitant révisé l'organisation mise en place en application de prescription [EDF-FLA-7] afin d'intégrer les modifications résultant du I. de la présente prescription.</p>		
<p><b>Titre VI : Gestion des situations d'urgence</b></p> <p>Chapitre 1 : Généralités</p>			
<p>FLA-145 ECS-31</p>	<p>Avant le 31 décembre 2012, l'exploitant transmet à l'ASN un dossier présentant les modifications prévues en vue d'assurer sur son site, en cas de rejets de substances dangereuses ou d'ouverture du système d'éventage-filtration (U5) d'une des INB n° 108 ou n°109, la conduite et la surveillance de l'ensemble des installations du site jusqu'à l'atteinte d'un état sûr durable, ainsi que le calendrier de déploiement associé.</p> <p>Pour l'INB n°167, le dossier de demande d'autorisation de mise en service de l'installation décrit par l'article 20 du décret du 2 novembre 2007 susvisé prendra en compte les moyens à mettre en oeuvre en conséquence.</p>	<p>C1</p>	<p>Les fiches réponses EMEEM120106, transmise par courrier EMESN121854, et D4550.34.13/5485, transmise par courrier ECESN131396, répondent à la présente prescription.</p> <p>Elles n'identifient pas de moyens supplémentaires sur la tranche de Flamanville 3 par rapport au Rapport Préliminaire de Sûreté.</p>
<p>FLA-146 ECS-32</p>	<p>Avant le 31 décembre 2012, l'exploitant renforcera ses dispositions matérielles et organisationnelles pour prendre en compte les situations accidentelles affectant simultanément tout ou partie des installations du site.</p> <p>Au plus tard au dépôt du dossier de demande d'autorisation de mise en service de l'INB n°167 décrit par l'article 20 du décret du 2 novembre 2007 susvisé, l'exploitant révisera ces dispositions et les intégrera à la demande de mise en service de l'installation.</p>	<p>C1</p>	<p>Le PUI intègre ces dispositions : gestion multipaliers sur le PUI de Flamanville, et mise en place de la FARN.</p>

Index	Prescriptions complémentaires applicables au site électronucléaire de FLAMANVILLE (Manche) au vu des conclusions des évaluations complémentaires de sûreté (ECS) des INB n°108 et n°109 et n°167	Conformité EPR	Commentaires
<p>FLA-147 ECS-34</p>	<p>L'exploitant veille à la mise à jour tous les 5 ans des conventions qu'il passe avec les centres hospitaliers voisins. Ces conventions sont testées régulièrement lors d'exercices de crise.</p> <p>A échéance du dépôt du dossier de demande de mise en service de l'INB n°167, décrit à l'article 20 du décret du 2 novembre 2007 susvisé, l'exploitant mettra à jour ces dispositions.</p>	<p>C1</p>	<p>Les conventions ont été mises à jour en amont du dépôt du dossier de demande de mise en service de l'INB n°167. Ces conventions sont testées régulièrement.</p>
<p>FLA-148 ECS-36</p>	<p><b>I.</b> Avant le 30 juin 2012, l'exploitant présentera à l'ASN les mesures qu'il prévoit afin de disposer d'équipes spécialisées capables d'intervenir pour assurer la relève des équipes de quart et mettre en oeuvre des moyens d'intervention d'urgence en moins de 24 heures, avec un début des opérations sur site dans un délai de 12 heures après leur mobilisation. Ce dispositif peut être commun à plusieurs sites nucléaires de l'exploitant.</p> <p>Ces équipes doivent être dimensionnées pour intervenir sur l'ensemble des réacteurs du site et disposer d'outils de mesures pouvant être déployés à leur arrivée. L'exploitant précisera l'organisation et le dimensionnement de ces équipes, et notamment :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- les critères d'activation,</li> <li>- les missions qui leur incombent,</li> <li>- les moyens matériels et humains dont elles disposent,</li> <li>- les équipements de protection individuelle,</li> <li>- le système mis en place pour assurer la maintenance de ces moyens matériels ainsi que leur opérabilité et disponibilité permanentes,</li> <li>- les formations de leurs personnels et le processus de maintien des compétences.</li> </ul> <p><b>III.</b> Au 31 décembre 2012, ce dispositif est projetable pour intervenir sur un réacteur du site et aura une capacité d'intervention simultanée sur les deux INB n°108 et 109 fin 2014 et sur les trois INB du site avant toute mise en service, même partielle, de l'INB n°167.</p> <p><b>IV.</b> Avant le 30 juin 2012, l'exploitant présentera également les dispositions permettant d'adapter le dispositif à des interventions simultanées sur plusieurs de ses sites nucléaires.</p>	<p>C1</p>	<p>EDF a présenté, en réunion du 31/03/12 à l'ASN, la FARN, qui répond à ces demandes (voir CODEP-DEU/2012-024285).</p>

Index	Prescriptions complémentaires applicables au site électronucléaire de FLAMANVILLE (Manche) au vu des conclusions des évaluations complémentaires de sûreté (ECS) des INB n°108 et n°109 et n°167	Conformité EPR	Commentaires
<p>FLA-149 ECS-30</p>	<p><b>I.</b> L'exploitant vérifie que les locaux de gestion des situations d'urgence résistent à une inondation en cas d'atteinte de la cote majorée de sécurité de l'INB n°167. Avant le 30 juin 2012, il présente à l'ASN les conclusions de cette vérification et les modifications envisagées si nécessaires. Avant le 30 juin 2013, il réalisera, le cas échéant, les travaux de renforcement nécessaires.</p> <p>L'exploitant vérifie que les locaux de gestion des situations d'urgence résistent au séisme majoré de sécurité de l'INB n° 167. Avant le 30 juin 2012, il présente à l'ASN les conclusions de cette vérification et les modifications envisagées si nécessaire. Avant le 31 décembre 2015, il réalisera, le cas échéant, les aménagements nécessaires. En complément, l'exploitant définira avant fin 2012, et mettra en oeuvre 16/16 avant fin 2013, des mesures compensatoires permettant d'assurer la gestion d'une crise éventuelle faisant suite à un séisme.</p> <p><b>II.</b> Au plus tard le 30 juin 2012, l'exploitant met en place des moyens de communication autonomes permettant un contact direct du site avec l'organisation nationale de crise visée dans la directive interministérielle du 7 avril 2005.</p> <p><b>III.</b> Au plus tard le 30 juin 2013, l'exploitant stocke ses moyens mobiles nécessaires à la gestion de crise dans des locaux ou sur des zones adaptées résistant au séisme majoré de sécurité de l'INB n°167 et à une inondation en cas d'atteinte de la cote majorée de sécurité de l'INB n°167.</p> <p><b>IV.</b> A échéance du dépôt du dossier de demande d'autorisation de mise en service de l'INB n°167, l'exploitant mettra à jour les dispositions prises au titre du II et du III pour y inclure l'INB n°167 en fonctionnement. Dans le dossier de demande d'autorisation de mise en service de l'INB n°167, l'exploitant décrira les dispositions prises au titre du II et du III propres à l'INB n°167 et démontrera que l'ajout éventuel de moyens complémentaires se fait dans le respect des II. et III. de la présente prescription.</p>	<p>C1</p>	<p>Les points <b>I.</b>, <b>II.</b>, <b>III.</b> et <b>IV.</b> sont couverts par les chapitres 13.5 et 21 du RDS. Le chapitre 21 comprend notamment la présentation du CCL et la justification de sa robustesse.</p>

## **TAB-1.7.1.5 ANALYSE DE CONFORMITÉ DE L'INSTALLATION AUX PRESCRIPTIONS COMPLEMENTAIRES (DÉCISION N° 2014-DC-0403)**

Index	Prescriptions complémentaires applicables au site électronucléaire de Flamanville (Manche) au vu de l'examen du dossier présenté par l'exploitant conformément à la prescription (ECS-1) de la décision n°2012-DC-0283 du 26 juin 2012 de l'Autorité de sûreté nucléaire	Conformité EPR	Commentaires
Article 1er	La présente décision fixe, après analyse des dossiers des 29 avril 2013 et 3 mai 2013 susvisés des prescriptions complémentaires auxquelles doit satisfaire Électricité de France – Société Anonyme (EDF-SA), dénommée ci-après l'exploitant, pour l'exploitation des INB nos 108, 109 et 167 du site électronucléaire de Flamanville (Manche). Ces prescriptions sont définies en annexe.	SO	
Article 2	Le dossier de demande de mise en service de l'INB n°167 prévu à l'article 20 du décret du 2 novembre 2007 susvisé décrira et justifiera les dispositions la concernant visant à répondre aux prescriptions fixées en annexe 2 à la présente décision.	C1	Voir ci-après.
Article 3	<p>Jusqu'à l'achèvement complet des actions permettant de satisfaire aux prescriptions en annexe à la présente décision, l'exploitant présente à l'Autorité de sûreté nucléaire et rend publiques, au plus tard le 30 juin de chaque année, les actions mises en oeuvre au cours de l'année passée pour respecter les prescriptions et les échéances objets de l'annexe à la présente décision, ainsi que les actions qui restent à effectuer. Cette présentation peut être effectuée dans le rapport annuel d'information du public prévu par l'article L. 125-15 du code de l'environnement.</p> <p>L'exploitant informe l'ASN de toute difficulté qui pourrait remettre en cause le respect des échéances associées aux actions précitées.</p>	SO	L'autorité de sûreté nucléaire est informée chaque année par EDF des actions mises en oeuvre au cours de l'année passée pour respecter les prescriptions et les échéances objets de l'annexe à la présente décision, les actions qui restent à effectuer, ainsi que les éventuelles difficultés associées.

**Titre III : Maîtrise des risques d'accident**

Chapitre 1er : Généralités

Index	<b>Prescriptions complémentaires applicables au site électronucléaire de Flamanville (Manche) au vu de l'examen du dossier présenté par l'exploitant conformément à la prescription (ECS-1) de la décision n°2012-DC-0283 du 26 juin 2012 de l'Autorité de sûreté nucléaire</b>	<b>Conformité EPR</b>	<b>Commentaires</b>
INB167-70 ECS-ND1	<p>I. Le <i>noyau dur</i> vise à prévenir la fusion du coeur lors de <i>situations noyau dur</i>. Pour le refroidissement du coeur et l'évacuation de la puissance résiduelle hors de l'enceinte de confinement du bâtiment réacteur lorsque le circuit primaire est pressurisable, le <i>noyau dur</i> permet des stratégies de conduite privilégiant le refroidissement par les circuits secondaires en conservant l'intégrité du circuit primaire principal.</p> <p>II. Pour limiter les rejets radioactifs en <i>situations noyau dur</i>, le <i>noyau dur</i> permet le maintien de l'intégrité de la troisième barrière de confinement et la prévention des situations de bipasse de cette barrière. Les dispositions du <i>noyau dur</i> retenues par l'exploitant pour limiter les rejets radioactifs prennent en compte les cas de fusion totale du coeur et de percement de la cuve à la suite de <i>situations noyau dur</i>.</p>	C1	La section 21.1.1 <i>Analyse fonctionnelle</i> du Rapport de Sûreté répond à la présente prescription.
INB167-71 ECS-ND2	Le <i>noyau dur</i> permet d'éviter le dénoyage des assemblages combustibles dans la piscine d'entreposage et les compartiments de manutention des assemblages combustibles, pour les <i>situations noyau dur</i> .	C1	La section 21.1.1 <i>Analyse fonctionnelle</i> du Rapport de Sûreté répond à la présente prescription.
INB167-72 ECS-ND3	Les dispositions matérielles et organisationnelles, dont l'instrumentation mise en oeuvre dans le cadre du <i>noyau dur</i> , permettent d'activer la mise en oeuvre du <i>noyau dur</i> et de conduire l'installation dans les <i>situations noyau dur</i> , en particulier : <ul style="list-style-type: none"> <li>- de mesurer les paramètres d'état de la chaudière et des piscines nécessaires à la gestion des <i>situations noyau dur</i> en diagnostiquant l'état des barrières de confinement, y compris les circuits d'extension de la troisième barrière de confinement dont la surveillance est nécessaire ;</li> <li>- de connaître l'état des fonctions nécessaires à la gestion du <i>noyau dur</i> ;</li> <li>- de déterminer les conditions d'intervention des travailleurs dans l'installation.</li> </ul>	C1	La section 21.1.1 <i>Analyse fonctionnelle</i> du Rapport de Sûreté répond à la présente prescription.

Index	<b>Prescriptions complémentaires applicables au site électronucléaire de Flamanville (Manche) au vu de l'examen du dossier présenté par l'exploitant conformément à la prescription (ECS-1) de la décision n°2012-DC-0283 du 26 juin 2012 de l'Autorité de sûreté nucléaire</b>	<b>Conformité EPR</b>	<b>Commentaires</b>
	Ces dispositions doivent également permettre de disposer, dans des délais compatibles avec les besoins de la gestion de crise, de données permettant de caractériser les rejets radioactifs et les conséquences dans l'environnement.		
INB167-73 ECS-ND4	L'exploitant justifie dans le dossier de demande de mise en service de l'installation prévu par l'article 20 du décret du 2 novembre 2007 susvisé le niveau de fiabilité de l'alimentation électrique, de la distribution électrique et du contrôle commande en <i>situations noyau dur</i> .	C1	<p>Le Contrôle Commande valorisés en situation Noyau Dur est constitué des automates et IHM secouru par les batteries ̑ h et Diesels SBO, considérés dans les transitoires de MDTG du référentiel de conception.</p> <p>A ce titre, un niveau de fiabilité adéquate de la ligne Noyau Dur est assurée, pour le contrôle commande :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- par la fiabilisation de chacune des lignes de défense en profondeur et des systèmes de contrôle-commande sur lesquels ils s'appuient pris isolément (redondance, diversification de certaines fonctions de protection),</li> <li>- par une indépendance adéquate des lignes de défense entre elles de par l'organisation structurelle des systèmes et équipements de contrôle-commande.</li> </ul> <p>L'application du concept de défense en profondeur pour le contrôle commande est rappelée au sous-chapitre 7.1.</p> <p>En ce qui concerne la fiabilité des alimentations électriques et de l'architecture électrique, les tableaux et alimentations électriques valorisés pour le Noyau Dur correspondent aux tableaux et diesels valorisés dans la situation de MDTG du référentiel de conception. A ce titre, ces éléments affichent un niveau de fiabilité et une indépendance adéquate vis-à-vis des autres lignes de défense.</p>

	FLAMANVILLE3	Palier EPR	Version Publique — Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE			SECTION	7.1
				CHAPITRE	1	PAGE	54/178
Index	Prescriptions complémentaires applicables au site électronucléaire de Flamanville (Manche) au vu de l'examen du dossier présenté par l'exploitant conformément à la prescription (ECS-1) de la décision n°2012-DC-0283 du 26 juin 2012 de l'Autorité de sûreté nucléaire		Conformité EPR	Commentaires			
				Ainsi, les diesels SBO sont diversifiés par rapport aux diesels principaux. Il en est de même pour les tableaux LH/LJ (cf. sous-chapitre 8.3).			
INB167-74 ECS-ND5	<p>Avant le 30 juin 2014, l'exploitant transmet à l'Autorité de sûreté nucléaire les fonctions assurées par le <i>noyau dur</i> ainsi qu'une liste des systèmes, structures et composants (SSC) permettant d'assurer ces fonctions. Dans cette liste, l'exploitant distingue les SSC nouveaux des SSC existants.</p> <p>Les SSC constituant ce <i>noyau dur</i> sont des éléments importants pour la protection (EIP). Les fonctions du <i>noyau dur</i> sont assurées par des SSC ayant fait l'objet de la qualification décrite au II de l'article 2.5.1 de l'arrêté du 7 février 2012 susvisé pour les <i>situations noyau dur</i>.</p> <p>Les SSC dont le fonctionnement ou l'intégrité est nécessaire aux fonctions du <i>noyau dur</i> respectent les exigences applicables aux SSC du <i>noyau dur</i>, pour les situations où ils sont requis.</p> <p>Les points de raccordement sur les SSC fixes de l'installation des moyens mobiles prévus pour la gestion des <i>situations noyau dur</i>, demeurent ou peuvent être rendus accessibles et fonctionnels à la suite d'<i>agressions externes retenues pour le noyau dur</i>.</p>		C1	Les documents ECESN120385 ind. C et ECESN140596 ind. A, transmis par courrier ECESN140688, ainsi que le chapitre 21 du RDS, répondent à la présente prescription.			
INB167-75 ECS-ND7	<p>L'aléa sismique, à prendre en compte pour les SSC du <i>noyau dur</i>, défini par un <i>spectre de réponse</i>, doit :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- être enveloppe du séisme majoré de sécurité (SMS) de site, majoré de 50% ;</li> <li>- être enveloppe des spectres de site définis de manière probabiliste avec une période de retour de 20 000 ans ;</li> <li>- prendre en compte, pour sa définition, les effets de site particuliers et notamment la nature des sols.</li> </ul>		C1	Le sous-chapitre 21.0 répond à la présente prescription.			

Index	<b>Prescriptions complémentaires applicables au site électronucléaire de Flamanville (Manche) au vu de l'examen du dossier présenté par l'exploitant conformément à la prescription (ECS-1) de la décision n°2012-DC-0283 du 26 juin 2012 de l'Autorité de sûreté nucléaire</b>	<b>Conformité EPR</b>	<b>Commentaires</b>
	Pour les SSC nouveaux du <i>noyau dur</i> , l'exploitant retient un spectre majoré par rapport au spectre de réponse défini ci-dessus.		
INB167-76 ECS-ND8	<p>I. Avant le 30 juin 2014, l'exploitant transmet à l'Autorité de sûreté nucléaire, pour les <i>agressions externes retenues pour le noyau dur</i> autres que le séisme et l'inondation, ainsi que les autres agressions externes y compris les températures et les précipitations extrêmes, les hypothèses et modalités prises en compte pour la conception des SSC nouveaux et la vérification des SSC existants du <i>noyau dur</i>. Pour les SSC nouveaux, ces hypothèses présentent des marges renforcées.</p> <p>II. Avant le 30 juin 2014, l'exploitant transmet à l'Autorité de sûreté nucléaire la méthodologie et sa justification pour le traitement des risques d'effets induits sur le <i>noyau dur</i> par la défaillance de SSC n'appartenant pas au <i>noyau dur</i> à la suite d'<i>agressions externes retenues pour le noyau dur</i>.</p>	C1	<p>Les fiches réponses D305914010496 et D305914011745, transmises par courrier ECESN140688, répondent à la présente prescription.</p> <p>Les effets induits sont présentés dans le chapitre 21.1.2 du RDS.</p>
INB167-77 ECS-ND9	<p>Pour la conception des SSC nouveaux du <i>noyau dur</i>, l'exploitant utilise des règles de conception et de construction codifiées ou, à défaut, conformes à l'état de l'art. Il démontre l'intégrité et la fonctionnalité de ces SSC au regard de la situation traitée.</p> <p>Les SSC nouveaux du <i>noyau dur</i> non substituables par d'autres moyens font l'objet d'exigences de conception et de fabrication renforcées pour leur assurer un haut niveau de fiabilité pour remplir leurs fonctions de sûreté pour toutes les phases d'un accident, tant qu'ils sont nécessaires.</p> <p>Pour les SSC existants dont la justification en <i>situations noyau dur</i> ne pourrait être acquise sur la base des règles de conception et de construction codifiées ou, à défaut, conformes à l'état de l'art, il justifie ces SSC sur la base de méthodes déterministes réalistes ; il utilise en tout état de cause des critères garantissant la</p>	C1	<p>Le chapitre 21 <i>Noyau Dur Post-Fukushima</i> du Rapport de Sûreté répond à la présente prescription.</p>

Index	<b>Prescriptions complémentaires applicables au site électronucléaire de Flamanville (Manche) au vu de l'examen du dossier présenté par l'exploitant conformément à la prescription (ECS-1) de la décision n°2012-DC-0283 du 26 juin 2012 de l'Autorité de sûreté nucléaire</b>	<b>Conformité EPR</b>	<b>Commentaires</b>
	fonctionnalité des SSC vis-à-vis des missions qu'ils ont à accomplir en <i>situations noyau dur</i> . Dans les cas où la justification sur la base de ces méthodes n'est pas acquise, l'exploitant étudie le remplacement ou le renforcement de ces SSC.		
INB167-78 ECS-ND10	Avant le 30 juin 2014, l'exploitant transmet à l'ASN un dossier de synthèse des options de conception, de vérification, de fabrication, de contrôle, d'essai, de qualification et de suivi en service qu'il retient pour assurer la disponibilité élevée des fonctions du <i>noyau dur</i> dans les <i>situations noyau dur</i> avec un haut niveau de confiance.	C1	La fiche réponse D305914010824, transmise par courrier ECESN140688, répond à la présente prescription.
INB167-79 ECS-ND11	I. L'exploitant définit la durée de mission des SSC nouveaux du <i>noyau dur</i> . II. Avant le 30 juin 2014, l'exploitant définit, justifie et transmet à l'Autorité de sûreté nucléaire les exigences qu'il retient pour la gestion des <i>situations noyau dur</i> au-delà de la durée de mission prise en compte pour le <i>noyau dur</i> .  Avant le 30 juin 2015, l'exploitant définit, justifie et transmet à l'Autorité de sûreté nucléaire les dispositions qu'il retient pour la gestion des <i>situations noyau dur</i> au-delà de la durée de mission prise en compte pour le <i>noyau dur</i> .	C1	Les fiches réponses D305914008313, transmise par courrier ECESN140688, ainsi que D305914008313 et D305115059637, transmises par courrier D305115059641, répondent à la présente prescription.
INB167-80 ECS-ND12	Avant le 30 juin 2015, l'exploitant identifie les situations que le <i>noyau dur</i> et les modes de conduite associés, en y incluant l'appui des équipes mentionnées à la prescription [ECS-36] de la décision du 26 juin 2012 susvisée, permettent de couvrir au-delà des <i>situations noyau dur</i> , dans le cas d'agressions externes ou internes extrêmes ou de leurs effets induits.  Au préalable, l'exploitant propose, avant le 30 juin 2014, une démarche à cet effet.	C1	Les fiches réponses D305914008423, transmise par courrier ECESN140688, et D305115061390, transmise par courrier D305115059641, répondent à la présente prescription.

Index	<b>Prescriptions complémentaires applicables au site électronucléaire de Flamanville (Manche) au vu de l'examen du dossier présenté par l'exploitant conformément à la prescription (ECS-1) de la décision n°2012-DC-0283 du 26 juin 2012 de l'Autorité de sûreté nucléaire</b>	<b>Conformité EPR</b>	<b>Commentaires</b>
INB167-81 ECS-ND13	<p>Avant le 30 juin 2014, l'exploitant communique son programme de travail concernant les dispositions propres à assurer la chute des grappes de commande en vue de la maîtrise de la réactivité à la suite d'<i>agressions externes retenues pour le noyau dur</i> et un bilan de l'avancement de ce programme.</p> <p>Avant le 31 décembre 2014, l'exploitant transmet à l'ASN le descriptif des dispositions propres à assurer la chute des grappes à la suite d'<i>agressions externes retenues pour le noyau dur</i> en précisant les SSC devant être inclus dans le <i>noyau dur</i>.</p>	C1	Les fiches réponses D305914009840, transmise par courrier ECESN140688, et D305115063281, transmise par courrier D305115063283, répondent à la présente prescription.
INB167-82 ECS-ND14	<p>Avant le 31 décembre 2015, l'exploitant transmet à l'ASN l'étude de la résistance structurelle de la piscine d'entreposage et des compartiments de manutention des assemblages combustibles aux <i>agressions externes retenues pour le noyau dur</i>.</p> <p>Il transmet, dans les mêmes délais, le descriptif des éventuelles modifications nécessaires pour garantir leur résistance.</p>	C1	La fiche réponse D305115116283, transmise par courrier D305115119120, répond à la présente prescription.

## TAB-1.7.1.6 ANALYSE DE CONFORMITÉ DE L'INSTALLATION AUX RECOMMANDATIONS DES DIRECTIVES TECHNIQUES

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
	<p>Ces directives techniques présentent l'opinion du Groupe Permanent chargé des Réacteurs nucléaires (GPR) concernant la philosophie et l'approche de sûreté ainsi que les exigences générales de sûreté à appliquer pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires de type REP (réacteurs nucléaires à eau pressurisée), en supposant que la construction des premières tranches de cette génération démarre au début du XXI<sup>e</sup> siècle. Ces directives techniques sont fondées sur un travail en commun de l'Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire français (IPSN) et de la Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit allemande (GRS). De plus, ces directives techniques ont été discutées de manière approfondie avec les membres de la commission de sûreté allemande RSK (Reaktor Sicherheitskommission) jusqu'à la fin de 1998 et avec des experts allemands au-delà de cette date.</p>	-	
	<p>Le contexte de ces directives techniques doit être clairement compris. Face à la situation présente de l'énergie nucléaire dans le monde, les différents concepteurs de chaudières nucléaires développent de nouveaux produits, tous affichant leur intention d'obtenir un niveau de sûreté accru, par différents moyens. Le GPR estime que, pour l'exploitation d'une nouvelle série de tranches nucléaires au début du prochain siècle, la bonne voie est de déduire la conception de ces tranches de la conception des tranches existantes de manière "évolutionnaire", en prenant en compte l'expérience d'exploitation et les études approfondies menées pour ces tranches. Néanmoins, l'introduction de dispositions innovantes doit aussi être considérée dans le cadre de la conception de la nouvelle génération de tranches, en particulier pour prévenir et maîtriser les accidents graves.</p>	C1	3.1.1 Objectifs et principes de sûreté.
	<p>Le GPR souligne ici qu'une amélioration significative de la sûreté de la prochaine génération de tranches nucléaires est nécessaire au stade de la conception, par</p>	C1	3.1.1 Objectifs et principes de sûreté.

	<b>FLAMANVILLE3</b>	Palier EPR	<b>Version Publique</b> — Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE			SECTION	7.1
				CHAPITRE	1	PAGE	59/178
<b>Index</b>	<b>Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée</b>	<b>Conformité EPR</b>	<b>Commentaires</b>				
	<p>rapport aux tranches existantes. Si la recherche d'amélioration est une préoccupation permanente dans le domaine de la sûreté, la nécessité d'un saut important au stade de la conception résulte clairement d'une meilleure considération des problèmes liés aux accidents graves, non seulement à court terme mais aussi à long terme, dus à la contamination possible de surfaces étendues par des radionucléides à longue vie tels que le césium ; pour les tranches existantes, des améliorations sont mises en place sur une base pragmatique en tenant compte des limitations de leur conception, dans le cadre du processus normal de réexamen périodique de la sûreté des tranches.</p>						
	<p>Le GPR croit qu'un saut significatif au stade de la conception est possible dans une voie "évolutionnaire" si l'attention nécessaire est portée aux leçons tirées de l'expérience d'exploitation et des études probabilistes réalisées pour les tranches existantes aussi bien qu'aux résultats des recherches en sûreté, notamment sur les accidents graves, avec l'objectif d'obtenir une réduction des probabilités d'occurrence calculées et des rejets accidentels de matières radioactives calculés. Les travaux de recherche et développement réalisés au stade de la conception (puis en cours d'exploitation) contribueront également à l'amélioration de la sûreté ou à la validation du comportement des systèmes et des tranches.</p>	C1	3.1.1 Objectifs et principes de sûreté.				
A.1.1	<p><b>A - PRINCIPES DE SURETE</b></p> <p><b>A.1 - Approche générale de sûreté</b></p> <p>L'amélioration significative de la sûreté, par rapport aux tranches existantes, de la prochaine génération de tranches nucléaires est précisée par les objectifs présentés ci-après.</p> <p><b>A.1.1 - Objectifs généraux de sûreté</b></p> <p><b>a)</b> Pour l'exploitation normale et les incidents d'exploitation, un objectif est de réduire les doses individuelles et collectives reçues par les travailleurs, qui sont fortement liées aux activités de maintenance et d'inspection en service. La réduction de</p>	C1	3.1.1 Objectifs et principes de sûreté.  12.4 Prévisionnel dosimétrique				

	FLAMANVILLE3	Palier EPR	Version Publique — Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE			SECTION	7.1
				CHAPITRE	1	PAGE	60/178
Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée		Conformité EPR	Commentaires			
	l'exposition des travailleurs doit être recherchée par un processus d'optimisation tenant compte des données acquises par l'expérience d'exploitation. Il convient aussi de considérer la limitation des rejets radioactifs dans le cadre des contraintes de doses correspondantes, ainsi que la réduction des quantités et des activités des déchets radioactifs..						
A.1.1	<b>b)</b> Un autre objectif est de réduire le nombre des incidents significatifs, ce qui implique de rechercher des améliorations des équipements et systèmes utilisés en fonctionnement normal, dans le but de réduire les fréquences des transitoires et des incidents et donc de limiter les possibilités d'apparition de situations accidentelles à partir de tels évènements.		C1	3.1.1 Objectifs et principes de sûreté. 15.0 Hypothèses et exigences pour les études de fonctionnement de référence. 18 Etude Probabiliste de Sûreté.			
A.1.1	<b>c)</b> Une réduction significative de la fréquence globale de fusion du cœur doit être obtenue pour les tranches nucléaires de la prochaine génération. La mise en œuvre d'améliorations de la défense en profondeur de ces tranches devrait conduire à l'obtention d'une fréquence globale de fusion du cœur inférieure à 10 <sup>-5</sup> par année. réacteur, en tenant compte des incertitudes et de tous les types de défaillances et d'agressions.		C1	18.1 Etudes probabilistes de sûreté niveau 1. 18.3 Etudes probabilistes de sûreté agressions.			
A.1.1	<b>d)</b> De plus, un objectif important est d'obtenir une réduction significative des rejets radioactifs pouvant résulter de toutes les situations d'accident concevables, y compris les accidents avec fusion du cœur.		C1	15.3 Conséquences radiologiques. 19.1.4 Conséquences radiologiques. 19.2.3 Aspects radiologiques des accidents de fusion du cœur.			
A.1.1	Pour les situations d'accidents sans fusion du cœur, il ne doit pas y avoir de nécessité de mesures de protection des populations vivant dans le voisinage de la centrale endommagée (pas d'évacuation, pas de mise à l'abri).		C1	15.3 Conséquences radiologiques. 19.1.4 Conséquences radiologiques.			
A.1.1	Les accidents avec fusion du cœur qui conduiraient à des rejets précoces importants doivent être "pratiquement éliminés" : s'ils ne peuvent pas être considérés comme physiquement impossibles, des dispositions de conception doivent être prises pour les		C1	19.2.4 Situations pratiquement éliminées.			

	FLAMANVILLE3	Palier EPR	Version Publique — Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE		SECTION	7.1
				CHAPITRE	1	PAGE 61/178

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
	exclure. Cet objectif concerne en particulier les accidents avec fusion du cœur en pression.		
A.1.1	Les séquences avec fusion du cœur à basse pression doivent être traitées de telle sorte que les rejets maximaux concevables associés ne nécessitent que des mesures de protection des populations très limitées en termes d'étendue et de durée. Ceci se traduirait par l'absence de relogement permanent, l'absence de nécessité d'évacuation d'urgence au-delà du voisinage immédiat de la tranche, une mise à l'abri limitée, l'absence de restrictions à long terme de la consommation des produits alimentaires.	C1	19.2.3 Aspects radiologiques des accidents de fusion du cœur.
A.1.2	<p><b>A.1.2 Le principe de "défense en profondeur"</b></p> <p>Le principe de "défense en profondeur" reste le principe fondamental de sûreté pour les tranches nucléaires de la prochaine génération, avec la mise en œuvre de plusieurs niveaux de protection incluant des barrières successives contre le rejet de substances radioactives dans l'environnement. Ce principe doit être utilisé pour démontrer que les trois fonctions fondamentales de sûreté - maîtrise de la réactivité, refroidissement du combustible et confinement des substances radioactives - sont correctement assurées. Le but est d'assurer la protection des personnes du public et des travailleurs. Ceci inclut aussi bien la prévention des accidents que la limitation de leurs conséquences.</p>	C1	3.1.1 Objectifs et principes de sûreté.
A.1.2	Pour la prochaine génération de tranches nucléaires, les objectifs généraux de sûreté énoncés dans la section <b>A.1.1</b> impliquent de renforcer la "défense en profondeur" de ces tranches par rapport aux tranches existantes ; ces objectifs demandent notamment de considérer de façon plus étendue les possibilités de défaillances multiples et de recourir à des moyens diversifiés pour accomplir les trois fonctions fondamentales de sûreté mentionnées ci-dessus ; ils demandent également une amélioration substantielle de la fonction de confinement, en considérant en particulier	C1	<p>3.1.1 Objectifs et principes de sûreté.</p> <p>18 Etude probabiliste de sûreté.</p> <p>19.1 Etudes RRC-A.</p> <p>19.2 Etudes RRC-B.</p>

	FLAMANVILLE3	Palier EPR	Version Publique — Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE			SECTION	7.1
				CHAPITRE	1	PAGE	62/178
Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée		Conformité EPR	Commentaires			
	les différentes défaillances possibles de cette fonction pour les situations avec fusion du cœur.						
A.1.2	Les résultats de l'expérience d'exploitation de même que les résultats d'études approfondies telles que les études probabilistes de sûreté réalisées pour les réacteurs à eau pressurisée et les progrès dans la connaissance des phénomènes physiques qui peuvent intervenir au cours du développement de situations accidentelles, en particulier des situations avec fusion du cœur, doivent être pris en compte.		C1	1.5 Evaluation du programme de R&D. 18 Etudes probabilistes de sûreté. 19.2 Etudes RRC-B.			
A.1.2	Il est souligné qu'une réduction des fréquences d'occurrence des accidents (y compris des accidents avec fusion du cœur) doit être obtenue en réduisant les fréquences d'occurrence des événements initiateurs et en améliorant encore la disponibilité des systèmes de sûreté.		C1	3.1.1.2.8.2. La prise en compte et la valorisation du retour d'expérience. 18 Etude Probabiliste de Sûreté.			
A.1.2	En particulier, une attention spécifique doit être accordée au stade de la conception aux états d'arrêt et notamment aux modes opératoires spécifiques nécessités par les actions réalisées dans les périodes d'arrêt.		C1	13.2 Principes d'exploitation. 15.2 Etudes d'accidents. 18 Etudes probabilistes de sûreté.			
A.1.2	Il est également souligné que la qualité de la conception, de la fabrication, de la construction et de l'exploitation est essentielle pour la sûreté dans le cadre du premier niveau de la défense en profondeur. La qualité doit être obtenue et démontrée notamment par un ensemble adéquat d'exigences pour la conception, la fabrication, la construction, la mise en service et l'exploitation aussi bien que par l'assurance de la qualité.		C1	3.1 Principes généraux de sûreté. 3.2 Classement des ouvrages, matériels et systèmes. 3.7.1 Qualification des EIPs aux conditions accidentelles. 14 Essais de démarrage de la centrale. 16 Management de la qualité.			
A.1.2	De plus, il convient de considérer de façon appropriée au stade de la conception les possibilités d'inspection et de test des équipements de même que les possibilités de remplacement de certains équipements, en considérant que les activités de		C1	5.2.5 Inspection en service des circuits primaires et secondaires principaux.			

	FLAMANVILLE3	Palier EPR	Version Publique — Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE		SECTION	7.1
				CHAPITRE	1	PAGE 63/178
Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires			
	maintenance et de test sont essentielles pour maintenir la sûreté de la tranche tout au long de son exploitation.		<p>6.5 Principes d'inspection en service (hors CPP/ CSP).</p> <p>10.5.3.1.3. Surveillance en exploitation.</p> <p>13.2.2 Principes de maintenance préventive.</p> <p>Chaque chapitre système aborde le programme de surveillance en exploitation et de maintenance du système traité.</p>			
A.1.3	<p><b>A.1.3 - Stratégie générale relative aux accidents graves</b></p> <p>Les objectifs généraux énoncés dans la section <b>A.1.1</b> ont les implications générales suivantes pour ce qui concerne les accidents graves.</p> <p><b>a) "Élimination pratique" des situations accidentelles qui conduiraient à des rejets précoces importants</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>· Les séquences accidentelles avec bipasse du confinement (par les générateurs de vapeur ou par des circuits connectés au système primaire qui sortent de l'enceinte de confinement) doivent être "pratiquement éliminées" par des dispositions de conception (telles qu'une pression de conception adéquate des tuyauteries) et des dispositions d'exploitation dans le but d'assurer un isolement fiable et aussi de prévenir les défaillances.</li> </ul>	C1	<p>6.2.1 Exigences relatives à la Fonction confinement et description fonctionnelle</p> <p>18.1.2.5. Dispositions RRC-A mises en oeuvre vis-à-vis du risque de bipasse de l'enceinte sans fusion du coeur.</p> <p>19.2.4.5 Prévention des bippasses de l'enceinte de confinement.</p>			
A.1.3	<ul style="list-style-type: none"> <li>· Une attention particulière doit être accordée aux situations à l'arrêt où l'enceinte de confinement est ouverte.</li> </ul>	C1	<p>6.2 Systèmes de confinement.</p> <p>13.2 Principes d'exploitation.</p> <p>15 Etudes des conditions de fonctionnement de référence.</p> <p>18 Etudes probabilistes de sûreté.</p>			

	<b>FLAMANVILLE3</b>	Palier EPR	<b>Version Publique</b> — Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE		SECTION	7.1
				CHAPITRE	1	PAGE

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
A.1.3	<ul style="list-style-type: none"> <li>· La prévention par des dispositions de conception des accidents de réactivité résultant d'une introduction rapide d'eau froide ou insuffisamment borée doit être telle qu'ils puissent être « exclus ».</li> </ul>	C1	19.2.4.2 Prévention des accidents d'injection rapide de réactivité.
A.1.3	<ul style="list-style-type: none"> <li>· Les surpressions du circuit primaire doivent aussi être évitées autant que nécessaire par des dispositions de conception et des procédures d'exploitation de manière à contribuer en particulier à "l'exclusion" de la rupture de la cuve du réacteur.</li> </ul>	C1	3.6.3 Protections contre les surpressions des CPP et CSP. 5.2.4 Protection contre les surpressions. 5.4.5 Circuits de décharge du pressuriseur. 5.4.7 Soupapes de sûreté du pressuriseur 10.3 Circuit de vapeur principale (partie classée de sûreté).
A.1.3	<ul style="list-style-type: none"> <li>· Les situations de fusion du cœur à haute pression doivent être évitées par des dispositions de conception (telles qu'une diversification et des actions automatiques) pour les systèmes de sûreté du côté secondaire et si nécessaire pour les systèmes de maîtrise de la réactivité et de "gavé ouvert" primaire. Transformer avec une haute fiabilité les séquences avec fusion du cœur à haute pression en séquences avec fusion du cœur à basse pression doit être un objectif de conception de telle sorte que les situations de fusion du cœur à haute pression puissent être « exclues ». La dépressurisation doit être telle que l'installation puisse faire face aux chargements résultant de l'éjection du cœur fondu dans l'atmosphère de l'enceinte de confinement ("échauffement direct de l'enceinte") et aux chargements sur les supportages de la cuve du réacteur et les structures du puits de cuve.</li> </ul>	C1	5.4.8 Vannes spécifiques. 18.2 Etudes probabilistes de sûreté niveau 2. 19.2.2 Estimation de l'impact des séquences représentatives de fusion du cœur (justification de la stratégie de mitigation) 19.2.4.1 Prévention de la fusion du cœur à haute pression et échauffement direct de l'enceinte.
A.1.3	<ul style="list-style-type: none"> <li>· Les détonations globales d'hydrogène ainsi que les explosions de vapeur en cuve et hors cuve mettant en danger l'intégrité de l'enceinte de confinement doivent être "pratiquement éliminées".</li> </ul>	C1	6.2.4 Contrôle du gaz de combustion (ETY). 18.2 Etudes probabilistes de sûreté niveau 2.

	FLAMANVILLE3	Palier EPR	Version Publique — Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE			SECTION	7.1
				CHAPITRE	1	PAGE	65/178
Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires				
			<p>19.2.2.1 Progression de l'accident en cuve et sélection des scénarios pertinents.</p> <p>19.2.2.3 Evaluation de la mitigation du risque d'hydrogène.</p> <p>19.2.2.4 Evaluation de la stabilisation du corium.</p>				
A.1.3	<p><b>b) Limitation des conséquences des situations de fusion du cœur à basse pression</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>· Pour ce qui concerne les fuites de l'enceinte de confinement, il ne doit pas y avoir de chemin de fuite directe de l'enceinte de confinement à l'extérieur. Les tuyauteries susceptibles de transporter des substances radioactives à l'extérieur de l'enceinte de confinement doivent conduire à des bâtiments périphériques présentant des capacités de confinement adéquates. Des améliorations de la surveillance permanente de l'étanchéité de l'enceinte de confinement doivent être recherchées. Les traversées de l'enceinte résistant à la pression doivent supporter les chargements résultant des séquences avec fusion du cœur.</li> </ul>	C1	<p>6.2.1 Exigences relatives à la Fonction confinement et description fonctionnelle.</p> <p>6.2.3 Isolement de l'enceinte.</p> <p>6.2.5 Contrôle du débit de fuite et essais.</p> <p>9.4.2 Système de ventilation du bâtiment combustible</p> <p>9.4.6 Ventilation de la zone contrôlée des bâtiments des auxiliaires de sauvegarde (DWL) Cf. conformité au III-3.3 de l'article 2 du DAC <a href="#">(TAB-1.7.1.1)</a></p>				
A.1.3	<ul style="list-style-type: none"> <li>· Il est nécessaire de considérer de façon appropriée les différents aspects d'un système d'aspersion à l'intérieur de l'enceinte de confinement pour les situations d'accident grave. Un tel système permet de réduire à la fois la pression et les concentrations d'aérosols radioactifs dans l'enceinte de confinement ; cependant un système d'aspersion réduit l'inertage par la vapeur et accroît la vitesse de flamme d'une combustion d'hydrogène.</li> <li>· La chaleur résiduelle doit être extraite de l'enceinte de confinement sans dispositif d'éventage ; pour cette fonction, un système ultime d'évacuation de la puissance résiduelle doit être installé.</li> </ul>	C1	<p>6.2.7 Système d'évacuation de chaleur de l'enceinte de confinement (EVU).</p>				

	FLAMANVILLE3	Palier EPR	Version Publique — Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE		SECTION	7.1
				CHAPITRE	1	PAGE 66/178
Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires			
A.1.3	<p>· Pour ce qui concerne la possible formation de mélanges gazeux combustibles, l'enceinte de confinement doit être conçue pour résister à la déflagration globale de la quantité maximale d'hydrogène qui pourrait être contenue dans l'enceinte au cours des accidents avec fusion du cœur et aussi pour résister à une déflagration rapide locale représentative. En outre, des dispositions doivent être prises à l'égard des détonations locales et des possibilités de séquences avec transition déflagration-détonation (DDT) qui pourraient endommager l'enceinte et ses structures internes. La limitation des concentrations de gaz combustibles par la conception des structures internes et l'utilisation de recombineurs catalytiques doivent notamment être considérées.</p>	C1	<p>3.5.1 Enceinte interne avec peau métallique. 6.2.4 Contrôle du gaz de combustion (ETY). 19.2.2.3 Evaluation de la mitigation du risque d'hydrogène.</p>			
A.1.3	<p>· La pénétration du radier de l'enceinte de confinement par un « corium » doit être évitée, étant donné que ce phénomène pourrait conduire à des rejets significatifs et à une contamination durable des nappes phréatiques et du sous-sol. De plus, des dispositions adéquates doivent être mises en œuvre pour empêcher les fuites d'eau et de gaz contaminés dans le sous-sol à travers des fissures dans le radier.</p>	C1	<p>3.5.1 Enceinte interne avec peau métallique. 6.2.6 Protection du radier.</p>			
A.1.4	<p><b>A.1.4 - Démonstration de sûreté</b></p> <p>La démonstration de sûreté pour les tranches nucléaires de la prochaine génération doit être faite de manière déterministe, complétée par des méthodes probabilistes et des travaux de recherche et de développement appropriés.</p>	C1	<p>1.5 Evaluation du programme de R&amp;D. 3.1.1 Principes Généraux de Sûreté. 3.3 Protection contre les agressions externes. 3.4 Protection contre les agressions internes. 15 Etudes des conditions de fonctionnement de référence. 18 Etude Probabiliste de Sûreté.</p>			
A.1.4	<p>Dans cette démonstration, les événements initiateurs uniques doivent être « exclus » ou "traités" - c'est-à-dire que leurs conséquences sont examinées de manière déterministe. Des événements initiateurs uniques ne peuvent être « exclus » que si</p>	C1	<p>3.4.2 Fuites et ruptures de tuyauteries. 3.4.3 Rupture de réservoirs, pompes et vannes.</p>			

	FLAMANVILLE3	Palier EPR	Version Publique — Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE			SECTION	7.1
				CHAPITRE	1	PAGE	67/178
Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires				
	des dispositions suffisantes de conception et d'exploitation sont prises de telle sorte qu'il puisse être clairement démontré qu'il est possible "d'éliminer pratiquement" ce type de situations accidentelles ; par exemple, la rupture de la cuve du réacteur et celle d'autres gros composants (comme la partie secondaire des générateurs de vapeur ou le pressuriseur) peut être examinée de cette façon.		<p>3.6 Systèmes et composants mécaniques.</p> <p>5.2.6 Exigences appliquées aux composants non ruptibles.</p> <p>9.1.3 Traitement et refroidissement de l'eau des piscines.</p> <p>10.5 Mise en œuvre de l'exclusion de rupture pour les lignes vapeur principales à l'intérieur et à l'extérieur de l'enceinte de confinement.</p> <p>15.0.2 Règles d'étude pour les conditions de fonctionnement de référence (PCC) hors piscine de désactivation.</p> <p>19.2.4 Situations pratiquement éliminées.</p>				
A.1.4	Les autres évènements initiateurs uniques peuvent être regroupés de manière à définir un nombre limité de transitoires, d'incidents et d'accidents de référence ; ces transitoires, incidents et accidents de référence peuvent être répartis en catégories selon les fréquences estimées des groupes d'évènements correspondants. Pour les différents transitoires, incidents et accidents de référence, des critères techniques appropriés doivent être respectés avec des hypothèses conservatives incluant des défaillances aggravantes. Pour les différents transitoires, incidents et accidents de référence significatifs du point de vue radiologique, il doit être vérifié, en supposant que les critères techniques correspondants sont respectés, que les conséquences radiologiques sont tolérables et cohérentes avec les objectifs généraux de sûreté mentionnés dans la section <b>A.1.1</b> pour les situations accidentelles sans fusion du cœur. Des conséquences radiologiques plus importantes peuvent être jugées tolérables pour des catégories de fréquence estimée plus faible.	C1	<p>15.0 Hypothèses et exigences pour les études de fonctionnement de référence.</p> <p>15.3 Conséquences radiologiques.</p>				

	FLAMANVILLE3	Palier EPR	Version Publique — Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE			SECTION	7.1
				CHAPITRE	1	PAGE	68/178
Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée		Conformité EPR	Commentaires			
A.1.4	En complément aux événements initiateurs uniques, la démonstration de sûreté doit analyser les situations avec défaillances multiples de même que les agressions internes et externes. La démonstration de sûreté relative à ces situations et agressions peut être supportée par des évaluations probabilistes.		C1	3.3 Protection contre les agressions externes. 3.4 Protection contre les agressions internes. 18.3 Etudes probabilistes de sûreté agressions. 19.1 Etudes RRC-A.			
A.1.4	Les liens possibles entre agressions internes et externes et événements initiateurs uniques doivent être également considérés.		C1	3.3 Protection contre les agressions externes. 3.4 Protection contre les agressions internes.			
A.1.4	Une étude probabiliste de sûreté doit être réalisée en commençant dès le stade de la conception et en incluant au moins les événements internes ; cette étude probabiliste de sûreté indiquerait les fréquences des séquences de fusion du cœur avec un aperçu des conséquences possibles des différents types de situations avec fusion du cœur sur la fonction de confinement.		C1	18 Etudes probabiliste de sûreté.			
A.1.4	Cependant, "l'élimination pratique" des situations accidentelles qui pourraient conduire à des rejets précoces importants est une question de jugement et chaque type de séquences doit être examiné séparément. Leur "élimination pratique" peut être démontrée par des considérations déterministes et/ou probabilistes, en tenant compte des incertitudes dues aux connaissances limitées de certains phénomènes physiques. Il est souligné que "l'élimination pratique" ne peut pas être démontrée par le respect d'une « valeur de coupure » probabiliste générique.		C1	19.2.4 Situations pratiquement éliminées.			
A.1.4	Pour ce qui concerne les accidents avec fusion du cœur à basse pression, étant donné le large éventail de conditions accidentelles possibles dans les situations d'accidents graves, le respect des objectifs généraux de sûreté énoncés dans la section <b>A.1.1</b> doit être démontré par le calcul des conséquences radiologiques de différentes séquences représentatives qui doivent être précisément définies en fonction de la conception de la tranche. Pour l'évaluation des résultats, les niveaux d'intervention proposés par la publication 63 de la CIPR (pour l'évacuation et le		C1	19.2.2.1.2.2. Définition des scénarios significatifs de fusion du coeur. 19.2.3 Aspects radiologiques des accidents de fusion du cœur.			

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
	relogement) et les limites de l'Union Européenne (pour la commercialisation des aliments) peuvent être utilisés comme références.		
A.1.4	Il est souligné, que d'une manière générale, pour les situations incidentelles et accidentelles, y compris les situations avec fusion du cœur, les calculs de conséquences radiologiques doivent traiter des conséquences à court et à long terme, en considérant les différentes voies de transfert de matières radioactives à l'environnement (air, eaux de surface, nappes phréatiques) et aux hommes (irradiation par le panache et par le sol, incorporation de radionucléides par ingestion et inhalation). La dispersion atmosphérique et les dépôts sur la végétation, le sol et les autres surfaces doivent notamment être déterminés. L'étude des expositions de groupes critiques doit prendre en compte des hypothèses et des paramètres réalistes en particulier pour les habitudes de vie, les conditions d'exposition, les temps d'intégration, les conditions météorologiques et le transfert des radionucléides dans l'environnement.	C1	15.3 Conséquences radiologiques. 19.2.3 Aspects radiologiques des accidents de fusion du cœur.
A.2.1	<p><b>A.2 - Principes généraux de sûreté</b></p> <p><b>A.2.1 - Comportement du réacteur en régime transitoire</b></p> <p>En règle générale, la conception de la tranche doit être telle que le comportement intrinsèque du réacteur soit stable (par exemple coefficient modérateur négatif).</p>	C1	4.3.4.2 Coefficients modérateur.
A.2.1	Des améliorations peuvent être réalisées en rendant le comportement de la tranche moins sensible aux erreurs des opérateurs et aux défaillances des systèmes d'exploitation, par exemple par un contrôle automatique approprié et par la mise en place de capacités de refroidissement suffisamment grandes dans les systèmes primaire et secondaire et dans les systèmes d'appoint d'eau au primaire et au secondaire. Des périodes de grâce adéquates doivent être obtenues pour les actions nécessaires des opérateurs.	C1	15.0.2.5 Prise en compte des actions opérateurs. 17.2 Programme d'ingénierie du facteur humain (FH). 18.1.1.2.3. Prise en compte du facteur humain. 19.1.0.5.6. Modalités de prise en compte des actions opérateur.

	FLAMANVILLE3	Palier EPR	Version Publique — Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE		SECTION	7.1
				CHAPITRE	1	PAGE 70/178
Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires			
A.2.1	<p>Plus précisément, la prévention des erreurs humaines et une moindre sensibilité à ces erreurs doivent être recherchées par un accroissement des marges dans les bases de conception, par le recours à des systèmes passifs ou des systèmes présentant des caractéristiques passives accrues, par la simplification de la conception et par la limitation des interactions entre systèmes, tout en prenant garde à ne pas négliger les avantages possibles d'une redondance fonctionnelle, par une automatisation plus étendue des systèmes de sûreté pour des situations spécifiques et par des améliorations de l'interface homme-machine de manière à fournir aux opérateurs des délais de réaction supplémentaires et des informations fiables pour diagnostiquer le comportement réel de la tranche.</p> <p>Des marges suffisantes doivent être mises en place par rapport aux limites de sûreté, en tenant compte à la fois des incertitudes de mesure et des comportements anormaux de la tranche dus à des perturbations mineures ou à des erreurs des opérateurs.</p>	C1	<p>13.3 Principes de conduite incidentelle accidentelle.</p> <p>15.0.2.5 Prise en compte des actions opérateurs.</p> <p>15.0.2.6 Prise en compte des systèmes mécaniques, électriques et de contrôle commande.</p> <p>17.2 Programme d'ingénierie du facteur humain (FH).</p> <p>18.1 Etudes probabilistes de sûreté niveau 1.</p>			
A.2.1	<p>La mise en service non nécessaire de systèmes de sûreté doit être évitée autant qu'il est possible. Pour éviter de telles actions, l'introduction de fonctions de limitation appropriées peut être judicieuse, c'est-à-dire des fonctions de maîtrise supplémentaires qui agissent quand les systèmes de régulation d'exploitation ne sont pas capables de garder les variables contrôlées à l'intérieur des limites spécifiées pour le fonctionnement normal.</p>	C1	<p>7.4.3 Architecture du système de contrôle de surveillance et de limitation du réacteur (RCSL)</p>			
A.2.2	<p><b>A.2.2 - Redondance et diversification dans les systèmes de sûreté</b></p> <p>Pour les événements qui ne sont pas maîtrisés par les systèmes d'exploitation et/ou par les fonctions de limitation, des systèmes de protection et sauvegarde sont nécessaires pour ramener et maintenir le réacteur dans un état sûr en termes de sous-criticité, de refroidissement du cœur et de confinement des substances radioactives. La fiabilité de ces systèmes doit être cohérente avec l'objectif général de réduction des fréquences d'occurrence des accidents, en tenant compte des fréquences</p>	C1	<p>3.1.1.2 Objectifs généraux.</p> <p>7.3.1 Architecture du système de protection (PS).</p> <p>15 Etudes des conditions de fonctionnement de référence (PCC).</p> <p>18 Etudes probabilistes de sûreté.</p>			

	FLAMANVILLE3	Palier EPR	Version Publique — Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE		SECTION	7.1	
				CHAPITRE	1	PAGE 71/178	
Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires				
	estimées des événements initiateurs et des durées des actions correspondantes de ces systèmes.						
A.2.2	<p>Cette fiabilité doit être obtenue par une combinaison adéquate de redondance et de diversification. Une attention adéquate doit être portée au fait que les possibilités de défaillances de mode commun limitent les possibilités de réduction des indisponibilités en ajoutant des trains identiques (sur ce point, il est souligné qu'il n'est probablement pas possible de démontrer que l'indisponibilité d'un système de sûreté redondant constitué de trains identiques est inférieure à <math>10^{-4}</math> par demande), et au fait que la diversification peut conduire à des systèmes plus complexes et à des difficultés de maintenance ; de plus, une attention appropriée doit être portée aux systèmes supports lors de l'évaluation des bénéfices liés à la mise en place d'équipements et de systèmes diversifiés.</p> <p>Une attention particulière doit être portée à la réduction des possibilités de défaillances de cause commune. Séparation physique et séparation géographique doivent être mises en œuvre autant qu'il est possible. Les fonctions de support (énergie, contrôle, refroidissement, etc.) doivent aussi être le plus possible indépendantes. Un accent tout particulier doit être mis sur la redondance et la diversification des sources électriques.</p>	C1	<p>3.1.1.2.5 Le classement de sûreté et les exigences associées.</p> <p>7.1.1.6 Diversification et traitement des risques de défaillance de cause commune.</p> <p>8.3 Alimentation électrique de l'îlot nucléaire.</p> <p>18. Etudes probabilistes de sûreté.</p> <p>Chaque chapitre système aborde les exigences de séparation physique / géographique et de diversification / redondance du système traité.</p>				
A.2.2	De plus, des dispositions (incluant une diversification matérielle et logicielle) doivent être mises en œuvre au niveau de l'architecture générale du contrôle-commande pour limiter les défaillance de cause commune d'origine logicielle.	C1	7.1.1.6 Diversification et traitement des risques de défaillance de cause commune.				
A.2.3	<p><b>A.2.3 - Interface homme-machine</b></p> <p>Une attention appropriée doit être portée aux facteurs humains au stade de la conception, en tenant compte des aspects liés au fonctionnement normal, aux tests et à la maintenance, avec un accent tout particulier sur l'expérience d'exploitation.</p>	C1	<p>3.1.1.2.2.4. L'ingénierie des facteurs humains.</p> <p>7.1.0.5 Exigences IHM.</p> <p>7.4.1 Architecture du moyen de conduite principal (MCP).</p> <p>13 Conduite de la tranche.</p>				

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
	Le but général est de tirer avantage des capacités humaines, tout en minimisant les possibilités d'erreurs humaines et en rendant la tranche moins sensible à ces erreurs (voir la section <b>A.2.1</b> ). Une attention appropriée doit être portée à simplifier l'exploitation, à minimiser les actions humaines nécessaires pour assurer les fonctions de sûreté, à prendre des dispositions permettant une bonne capacité de maintenance, de tests et un suivi fiable de la disponibilité des systèmes de sûreté.		17 Interface Homme-Machine
A.2.3	Un programme complet d'ingénierie des facteurs humains doit être mis en œuvre. Ce programme doit aussi couvrir les activités de maintenance et de test de manière à assurer la cohérence et la traçabilité des questions relatives aux facteurs humains et des choix de conception dans une approche des facteurs humains bien structurée et suivant l'état de l'art. Ce programme d'ingénierie des facteurs humains devrait être mis en œuvre sous la conduite d'une équipe spécifique incluant des experts des facteurs humains.  Le développement d'interfaces homme-machine adéquates doit être réalisé dans tous les endroits où des hommes interagissent avec les équipements techniques, en prenant en considération l'organisation des équipes. Outre l'exploitation en salle de conduite, ceci inclut les tests, les réparations et la maintenance.	C1	17 Interface Homme-Machine.
A.2.3	Réduire les erreurs des opérateurs et rendre la tranche moins sensible à ces erreurs peut être réalisé en utilisant des principes de conception ergonomiques appropriés et en assurant des délais de réaction suffisamment longs pour les actions des opérateurs. Le délai nécessaire dépend de la complexité de la situation à diagnostiquer et des actions à mener.	C1	17.1.3.1 Prévention de l'erreur humaine. 17.1.3.2 Sensibilité de la tranche aux erreurs humaines.
A.2.3	Une information suffisante et appropriée doit être fournie aux opérateurs pour une compréhension claire de l'état réel de la tranche, en incluant les conditions d'accident grave, et pour une évaluation claire des effets de leurs interventions.	C1	17.3.2 Besoins en informations et commandes.

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
A.2.4	<p><b>A.2.4 - Protection contre les agressions internes</b></p> <p>Les agressions internes peuvent être définies comme des événements dont l'origine est interne à la tranche pouvant entraîner des conditions hostiles ou des dommages aux équipements nécessaires pour remplir les trois fonctions fondamentales de sûreté mentionnées dans la section <b>A.1.2</b>. Elles incluent notamment les défaillances de tuyauteries, de cuves, de réservoirs, de pompes, de vannes de même que les inondations, les incendies, les explosions, les projectiles et les chutes de charges.</p> <p>Le principe de « défense en profondeur » doit être appliqué à la protection contre les agressions internes de manière à limiter la vraisemblance et les conséquences de telles agressions par la mise en place de dispositions de prévention, de surveillance et de limitation des conséquences, en cohérence avec les dispositions prises pour les événements internes.</p>	C1	3.4.0 Exigences et considérations communes à toutes les agressions internes.
A.2.4	En relation avec la définition des trois fonctions fondamentales de sûreté, non seulement les bâtiments contenant des systèmes nécessaires pour atteindre et maintenir un état d'arrêt sûr, mais aussi les bâtiments abritant des systèmes contenant des matières radioactives doivent être considérés.	C1	3.4 Protection contre les agressions internes.
A.2.4	Il convient de souligner le fait que l'occurrence d'agressions internes durant les états d'arrêt doit être examinée précisément, en tenant compte des configurations spécifiques des équipements et des systèmes de sûreté qui pourraient être nécessaires dans ces états.	C1	3.4.3.6 Agressions durant les états d'arrêt. 18.3 Etudes probabilistes de sûreté agressions.
A.2.4	Pour la vérification de la conception et la démonstration de sûreté relatives aux agressions internes, une attention particulière doit être portée à évaluer l'exhaustivité des causes possibles de telles agressions en y incluant par exemple des erreurs de lignage ou des interférences électromagnétiques, de même que les possibilités d'agressions internes résultant d'autres événements internes ou externes à la tranche ou pouvant affecter les trois fonctions fondamentales de sûreté dans plus d'un des niveaux successifs de défense en profondeur.	C1	3.4.0 Exigences et considérations communes à toutes les agressions internes.

	<b>FLAMANVILLE3</b>	Palier EPR	<b>Version Publique</b> — Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE		SECTION	7.1
				CHAPITRE	1	PAGE

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
A.2.5	<b>A.2.5 - Protection contre les agressions externes</b>  Les agressions externes peuvent être définies comme des événements naturels ou liés aux activités humaines ayant leur origine à l'extérieur de la tranche et pouvant affecter négativement la sûreté de celle-ci. Elles incluent notamment les séismes, les chutes d'avion et les explosions.	C1	3.3.0 Exigences de sûreté communes à toutes les agressions.
A.2.5	Les agressions externes peuvent affecter consécutivement ou simultanément différentes lignes de défense des tranches et elles dépendent des sites. De ce fait, une attention appropriée doit être portée au choix des sites dans le but de ne pas imposer des exigences excessives à la conception des tranches correspondantes.	C1	2.2 Environnement industriel, voies de communication.  2.3 Météorologie  2.4 Hydrogéologie — Hydrologie.  2.5 Géologie générale du site — Sismicité et sismologie.
A.2.5	En règle générale, des dispositions de conception doivent être prises à l'égard des agressions externes de manière cohérente avec celles prises pour les événements internes et les agressions internes ; c'est-à-dire que les agressions externes ne doivent pas constituer une part importante du risque associé aux tranches nucléaires de la prochaine génération.	C1	18.0.5.1 Cibles probabilistes pour la vérification de la conception liées au risque de fusion du coeur.  18.3 Etudes probabilistes de sûreté agressions.
A.2.5	L'objectif général des dispositions de conception est de garantir que les fonctions de sûreté des systèmes et des équipements qui sont nécessaires pour amener la tranche dans un état d'arrêt sûr et pour éviter et limiter les rejets radioactifs ne sont pas affectées de manière inadmissible par une agression externe. Cependant, comme les agressions externes dépendent des sites, il n'est pas nécessaire de tenir compte de toutes ces agressions dans une conception standardisée ; les agressions externes telles que les inondations externes, la sécheresse, la formation de glace et les gaz toxiques, corrosifs ou combustibles, peuvent être traitées uniquement pour une tranche particulière, selon le site.	C1	18.3 Etudes probabilistes de sûreté agressions.

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
A.2.5	Les équipements dont le fonctionnement est nécessaire durant les agressions externes doivent être qualifiés pour la plage de paramètres supposée survenir au cours de tels événements.	C1	3.1.1.2.5.4 Cas particuliers de l'exigence de qualification.
A.2.6	<p><b>A.2.6 - Utilisation des études probabilistes de sûreté</b></p> <p>Comme déjà indiqué dans la section <b>A.1.4</b>, une étude probabiliste de sûreté doit être effectuée avec les objectifs suivants au stade de la conception : conforter le choix des options de conception, en y incluant la redondance et la diversification des systèmes de sûreté, assurer un concept de sûreté équilibré et évaluer les écarts par rapport aux pratiques actuelles en matière de sûreté, apprécier l'amélioration du niveau de sûreté en comparaison des tranches existantes. L'évaluation des résultats des études probabilistes de sûreté par rapport à des objectifs probabilistes quantitatifs peut fournir des indications utiles. Mais, en règle générale, les objectifs probabilistes quantitatifs ne doivent pas être considérés comme des exigences ; ils sont essentiellement destinés à fournir des valeurs d'orientation pour vérifier et évaluer la conception. Concernant la méthode générale, l'étude probabiliste de sûreté peut être conduite en deux étapes ou plus : une étude simplifiée au stade de la conception et des études plus complètes pendant les phases d'ingénierie, quand des informations plus précises sur la conception deviennent disponibles.</p>	C1	18 Etudes probabilistes de sûreté.
A.2.6	L'étude simplifiée, incluant au moins les événements internes, doit présenter une évaluation préliminaire de la fréquence d'endommagement du cœur et les séquences correspondantes ; en outre, le concepteur doit distinguer les différents types de séquences de fusion du cœur selon leurs conséquences pour le comportement de l'enceinte de confinement.	C1	18.1 Etudes probabilistes de sûreté niveau 1.
A.2.6	De plus, au stade de la conception, différentes possibilités de conception doivent être évaluées et des études de sensibilité doivent être réalisées. Cependant, l'application d'une étude probabiliste de sûreté à un stade précoce de la conception doit être faite	C1	18.0 Exigences de sûreté (EPS).

	FLAMANVILLE3	Palier EPR	Version Publique — Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE		SECTION	7.1
				CHAPITRE	1	PAGE 76/178
Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires			
	avec précaution car les résultats finaux dépendront du choix effectif des composants, des techniques des systèmes et des procédures d'exploitation.					
A.2.6	Il est néanmoins souligné que, même pour la première évaluation au stade de la conception, le concepteur doit considérer une liste d'événements initiateurs aussi complète que possible. Il faut insister sur le fait que le traitement des défaillances de cause commune est essentiel pour l'évaluation de certaines options de conception. Un autre sujet important est le traitement des interventions humaines, incluant le diagnostic et la maintenance. L'utilisation de données qualifiées est aussi essentielle.	C1	18.1.1 Etudes probabilistes de sûreté niveau 1.			
A.2.6	Dans le cadre d'études plus complètes, les agressions internes et externes devraient être considérées avec le développement de méthodes appropriées ; de plus, le besoin et la faisabilité d'une étude probabiliste de sûreté de niveau 2 pourraient être considérés.	C1	18.2 Etudes probabilistes de sûreté niveau 2. 18.3 Etudes probabilistes de sûreté agressions.			
A.2.7.1	<p><b>A.2.7 - Radioprotection des travailleurs et des personnes du public</b></p> <p><b>A.2.7.1 - Expositions professionnelles des travailleurs</b></p> <p>Comme indiqué dans la section <b>A.1.1</b>, une réduction des expositions professionnelles des travailleurs doit être recherchée par un processus d'optimisation en tenant compte des données provenant de l'expérience d'exploitation, notamment en France et en Allemagne.</p>	C1	12.4 Prévisionnel dosimétrique.			
A.2.7.1	Il est souligné que l'identification des options pertinentes de radioprotection est la première étape d'une approche ALARA qui doit être complétée par une évaluation comparative de l'efficacité de ces options. Des objectifs doivent être définis aussi bien en termes de doses collectives qu'en termes de doses individuelles.	C1	12.4 Prévisionnel dosimétrique.			
A.2.7.1	L'expérience d'exploitation montre que des améliorations possibles des doses individuelles et collectives peuvent résulter de dispositions de conception, par exemple le choix de matériaux en relation avec une chimie de l'eau appropriée pour	C1	12.4 Prévisionnel dosimétrique.			

	FLAMANVILLE3	Palier EPR	Version Publique — Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE			SECTION	7.1
				CHAPITRE	1	PAGE	77/178
Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée		Conformité EPR	Commentaires			
	éviter les produits de corrosion, la mise en place de blindages, une meilleure fiabilité des composants, la mise en œuvre de robots et la facilité d'utilisation. En particulier, le concepteur doit considérer la facilité d'accès aux emplacements de travail, les conditions d'environnement de travail, le développement d'outils spécifiques et de robots de manière à réduire les débits de dose et/ou les durées des interventions.						
A.2.7.1	Le concepteur doit aussi considérer, autant qu'il est possible et raisonnable, la réalisation d'activités non programmées telles que réparations et remplacements.		C1	12.4 Prévisionnel dosimétrique. 20 Mise à l'arrêt et démantèlement.			
A.2.7.2	<b>A.2.7.2 - Effluents radioactifs et déchets</b> La tranche doit être conçue pour limiter, conformément au principe d'optimisation, l'exposition des personnes du public aux rayonnements résultant des relâchements de matières radioactives dans l'air ou dans l'eau. Les expositions correspondantes seront déterminées pour une personne de référence (membre du groupe critique) à l'endroit le plus défavorable en considérant toutes les voies d'exposition appropriées et en tenant compte des rejets d'autres installations.		C1	2.8 Conséquences radiologiques en fonctionnement normal provenant des rejets d'effluents radioactifs liquides et gazeux. 11.1 Effluents radioactifs.			
A.2.7.2	Pour fixer les limites de rejets d'une tranche dans le cadre des procédures d'autorisation, les conditions spécifiques du site seront considérées ; une attention appropriée sera également portée à la possibilité de contributions ultérieures envisageables à l'exposition sur le site, résultant d'activités humaines.		C1	2.8 Conséquences radiologiques en fonctionnement normal provenant des rejets d'effluents radioactifs gazeux et liquides.			
A.2.7.2	Des dispositions de conception doivent être prises pour réduire encore l'activité et le volume des matières radioactives à évacuer de la tranche en tant que déchets. Considérant ces matières comme hypothèse de base, les efforts faits pour réduire les rejets doivent être mis en balance avec les quantités de déchets générées par ces efforts.		C1	11.1 Effluents radioactifs. 11.3 Estimation des effluents et déchets.			
A.2.7.2	Quant à la radioprotection, les doses pour les personnes du public provenant des rejets, les expositions des travailleurs et les doses causées par les déchets doivent être considérées dans le processus d'optimisation.		C1	2.8 Conséquences radiologiques en fonctionnement normal provenant des rejets d'effluents radioactifs liquides et gazeux.			

	FLAMANVILLE3	Palier EPR	Version Publique — Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE			SECTION	7.1
				CHAPITRE	1	PAGE	78/178
Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée		Conformité EPR	Commentaires			
				12.4 Prévisionnel dosimétrique.			
	<b>B- CARACTERISTIQUES DE SÛRETE DE BASE</b>						
	<b>B.1 - Conception des barrières</b>						
	<b>B.1.1 - Conception du cœur et du gainage du combustible</b>						
B.1.1	La conception des assemblages combustibles pour les tranches électronucléaires de la prochaine génération peut être fondée sur les conceptions de référence actuelles, par exemple les assemblages 17X17 avec des pastilles d'UO <sub>2</sub> ou d'UO <sub>2</sub> -PuO <sub>2</sub> , l'excès de réactivité dans les assemblages neufs étant compensé autant que nécessaire par des poisons consommables (par exemple UO <sub>2</sub> mélangé avec Gd <sub>2</sub> O <sub>3</sub> ).		C1	4.1.1 Description générale du coeur et des assemblages combustibles.			
B.1.1	Des améliorations ultérieures dans la connaissance du comportement des matériaux des assemblages de combustible en conditions normales et accidentelles de même que l'objectif de taux de combustion plus élevés que pour les réacteurs existants pourraient conduire le concepteur à proposer des évolutions de la conception du combustible. Les évolutions de la conception des combustibles et des taux de combustion doivent être introduites avec précaution.		C1	4.2 Assemblage du combustible.			
B.1.1	Le concepteur doit démontrer que les évolutions de la conception du combustible n'affectent pas négativement le comportement global des assemblages de combustible sous irradiation, notamment pour ce qui concerne les phénomènes de fléchissement et de déformation, et justifier les critères proposés pour les conditions normales et accidentelles. Toute demande d'autorisation relative à une modification de la conception du combustible ou de son taux de combustion doit s'appuyer sur des résultats adéquats de recherche et développement, incluant les résultats obtenus pour des assemblages de combustible de démonstration présentant un taux de combustion égal ou supérieur, et une qualification appropriée des codes de calcul (notamment pour les rampes de puissance lentes, les accidents de perte de réfrigérant et les accidents de réactivité).		C1	4.2.3 Analyse de sûreté 4.4.3.1.6 Incertitudes relatives au fléchissement des crayons dans le réacteur.			

	FLAMANVILLE3	Palier EPR	Version Publique — Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE		SECTION	7.1
				CHAPITRE	1	PAGE 79/178
Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires			
B.1.1	Par exemple, il serait judicieux d'éliminer par la conception du combustible le risque de ruptures de gaines résultant d'interactions pastille gaine durant les transitoires de référence, sans restriction sur l'exploitation du réacteur (suivi de charge, fonctionnement prolongé à puissance réduite). Il est souligné que la démonstration correspondante devra être supportée par des justifications expérimentales.	C1	19.3.3 Interaction pastille-gaine			
B.1.1	Pour les aspects neutroniques et thermohydrauliques, les considérations développées dans le second paragraphe de cette section sur la conception du combustible s'appliquent en particulier à la courbe de puissance résiduelle et au traitement des incertitudes liées à la corrélation de flux critique pour le calcul du rapport d'échauffement critique (REC).	C1	4.3 Conception neutronique. 4.4 Conception thermo-hydraulique du coeur. 4.5 Contrôle de la réactivité.			
B.1.1	En ce qui concerne les coefficients de réactivité, comme cela a déjà été indiqué dans la section <b>A.2.1</b> , la conception du réacteur doit être telle que le comportement intrinsèque du réacteur soit stable (par exemple contre-réaction négative du modérateur ). En principe, le coefficient de température du modérateur doit rester négatif depuis l'arrêt à chaud jusqu'aux conditions nominales avec toutes les barres de contrôle en dehors du cœur ; le coefficient de vide du réfrigérant doit être négatif en toutes conditions.	C1	4.3.1.2 Coefficient de réactivité. 4.3.4.1 Coefficient de température du combustible (Doppler). 4.3.4.2 Coefficients modérateur.			
B.1.1	Le suivi de la distribution de puissance dans le cœur peut être assurée par une instrumentation neutronique fixe dans le cœur, un système de mesure mobile ("aéroballe") et une instrumentation neutronique en dehors du cœur.	C1	7.5.2 Instrumentation interne du coeur. 7.5.3 Instrumentation externe du coeur.			
B.1.2.1	<b>B.1.2 - Circuit primaire</b> <b>B.1.2.1 - Exigences générales</b> L'intégrité de l'enveloppe du circuit primaire est une question qui nécessite une attention particulière. De hauts niveaux de qualité doivent être atteints pour ses composants, par le choix des matériaux, des processus de fabrication avec les inspections associées, des règles de calcul avec des hypothèses appropriées pour les	C1	1.6.2 Codes techniques EPR. 3.6.1 Chargements. 5.2.5 Inspection en service des circuits primaires et secondaires principaux. 5.3 Cuve du réacteur et matériels connexes.			

	FLAMANVILLE3	Palier EPR	Version Publique — Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE		SECTION	7.1
				CHAPITRE	1	PAGE 80/178
Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires			
	analyses des systèmes et des accidents, des mesures prises au stade de la conception pour simplifier la maintenance et le suivi en exploitation et des procédures d'exploitation spécifiques, ainsi que par la surveillance en exploitation, incluant les inspections en service.		5.4 Dimensionnement des matériels et sous-systèmes.			
B.1.2.2	<p><b>B.1.2.2 - Ruptures retenues à la conception</b></p> <p>Les brèches postulées de l'enveloppe du circuit primaire font partie des événements à traiter dans la démonstration de sûreté.</p>	C1	<p>15 Etudes de conditions de fonctionnement de référence (PCC).</p> <p>19 Etudes des risques</p>			
B.1.2.2	<p>A cause de phénomènes tels que les vibrations et la corrosion, la rupture des petites tuyauteries ne peut pas être exclue. D'un autre côté, la rupture guillotine complète d'une grosse tuyauterie correctement conçue, fabriquée et inspectée est très improbable ; aussi, quand des dispositions de conception, de fabrication et d'inspection adéquates sont mises en œuvre, la rupture guillotine complète d'une tuyauterie primaire principale peut être « exclue » (au sens donné dans la section <b>A.1.4</b>). La possibilité d'accéder à chaque point de ces tuyauteries et de l'inspecter est bien sûr une condition nécessaire préalable ; le concepteur doit notamment mettre en œuvre des dispositions permettant l'accès pour une inspection volumétrique à 100% de toutes les soudures des tuyauteries primaires principales et des parties des grosses tuyauteries connectées où des dégradations sont possibles et permettant l'utilisation de deux méthodes d'inspection volumétrique pour les soudures bimétalliques. De plus, une combinaison appropriée de méthodes disponibles doit être mise en œuvre pour suivre les fuites primaires.</p>	C1	<p>3.4.2 Fuites et ruptures de tuyauteries.</p> <p>3.4.2.3 Exclusion de rupture des tuyauteries Haute Energie.</p> <p>3.4.2.4 Exclusion de rupture des tuyauteries Moyenne Energie.</p> <p>5.2.3 Exclusion de rupture sur les tuyauteries primaires principales.</p> <p>5.2.3.1.2.2 Inspection en service.</p>			
B.1.2.3	<p><b>B.1.2.3 - Conséquences pour la démonstration de sûreté</b></p> <p>Les chargements à considérer pour la conception des structures internes de la cuve du réacteur et pour la conception des structures dans le bâtiment de confinement sont alors limités à ceux résultant d'une rupture équivalente à la rupture guillotine complète de la plus grosse tuyauterie connectée à une tuyauterie primaire principale (ligne d'expansion du pressuriseur).</p>	C1	<p>3.4.2 Fuites et ruptures de tuyauteries.</p> <p>3.5.3 Structures internes en béton et acier.</p> <p>3.6.2 Chargements.</p> <p>5.3.2.3.2 Chargements et cas de chargement.</p>			

	FLAMANVILLE3	Palier EPR	Version Publique — Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE			SECTION	7.1
				CHAPITRE	1	PAGE	81/178
Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée		Conformité EPR	Commentaires			
B.1.2.3	En pratique, le concepteur doit postuler que toute tuyauterie connectée à une tuyauterie primaire principale pourrait se détacher du piquage correspondant. Dans ces conditions, la section de passage à travers laquelle l'eau primaire pourrait s'échapper, une fois la tuyauterie rompue déplacée, est égale à la section interne du piquage ; aucun limiteur de débit ne peut être pris en compte pour les calculs correspondants (débit massique, onde de pression, ...).		C1	3.4.2 Fuites et ruptures de tuyauteries. 15.0.1.3 Liste des conditions de fonctionnement de référence (PCC).			
B.1.2.3	De plus, le débit massique équivalent à une rupture doublement débattue d'une tuyauterie primaire principale doit être retenu pour la conception de la fonction de refroidissement de secours du cœur (en utilisant des hypothèses et des modèles réalistes et des critères appropriés, à proposer par le concepteur) et de l'enveloppe sous pression du bâtiment de confinement, de manière à obtenir des marges de sûreté pour le refroidissement du cœur en vue d'éviter la fusion du cœur et pour la fonction de confinement ;		C1	6.3.1.2 Rôle du système (RIS) dans les conditions de fonctionnement de référence PCC-2 à PCC-4, RRC-A, RRC-B et agressions. 19.3.2.1a Brèche primaire guillotine doublement débattue (APRP 2A).			
B.1.2.3	la rupture doublement débattue doit aussi être retenue pour les supportages des composants et pour la qualification des équipements		C1	5.4.9 Supports de composants primaires 3.7 Qualification des EIP pour leur rôle dans la démonstration de sûreté.			
B.1.3	<p><b>B.1.3 - Exigences relatives aux tuyauteries secondaires principales</b></p> <p>Pour le circuit secondaire, les ruptures des tuyauteries principales de vapeur entre les générateurs de vapeur et les premiers organes d'isolement à l'extérieur du bâtiment du réacteur ou les premiers points fixes situés après ces organes et des tuyauteries principales d'alimentation en eau situées entre les générateurs de vapeur et les traversées du bâtiment du réacteur pourraient être « exclues » si les exigences suivantes sont satisfaites :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- de manière générale, des exigences réglementaires et des codes de construction visant une haute qualité doivent être appliqués ;</li> </ul>		C1	3.4.2.3 Exclusion de rupture des tuyauteries Haute Energie. 10.5 Mise en oeuvre de l'exclusion de rupture pour les lignes vapeurs principales à l'intérieur et à l'extérieur de l'enceinte de confinement.			

	<b>FLAMANVILLE3</b>	Palier EPR	<b>Version Publique</b> — Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE	CHAPITRE	1	SECTION	7.1
				CHAPITRE	1	PAGE	82/178
<b>Index</b>	<b>Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée</b>	<b>Conformité EPR</b>	<b>Commentaires</b>				
	<ul style="list-style-type: none"> <li>- de plus, les exigences de conception doivent être plus sévères que les règles générales pour les tuyauteries de classe 1 ;</li> <li>- les effets hydrodynamiques significatifs doivent être évités ;</li> <li>- les points fixes doivent être aussi proches que possible des traversées de l'enceinte de confinement ;</li> <li>- les matériaux doivent rester dans le plateau ductile pour les températures les plus basses qui pourraient être rencontrées durant les transitoires, incidents et accidents de référence ;</li> <li>- les tuyaux et les coudes doivent être sans soudures. Les singularités géométriques et les concentrations de contraintes doivent être évitées ;</li> <li>- ceci s'applique notamment aux soudures aux supports, attaches et fixations. Les soudures ou fixations temporaires doivent être interdites ;</li> <li>- la chimie de l'eau doit être contrôlée avec une haute fiabilité ;</li> <li>- l'installation des circuits doit permettre un accès facile à toutes les surfaces extérieures des tuyauteries ;</li> <li>- l'inspection en service des zones soudées doit être possible, en utilisant des méthodes efficaces.</li> </ul>						
B.1.3	De plus, les possibilités de défaillance de cause commune des tuyauteries principales de vapeur et des tuyauteries principales d'alimentation en eau doivent être réduites autant que possible par une séparation adéquate des circuits.	C1	10.5 Mise en oeuvre de l'exclusion de rupture pour les lignes vapeurs principales à l'intérieur et à l'extérieur de l'enceinte de confinement.  10.6 Système d'eau alimentaire principal (ARE)..				
B.1.3	En tout état de cause, le concepteur doit postuler que toute tuyauterie connectée aux tuyauteries secondaires principales pourrait se séparer de son piquage.	C1	3.4.2 Fuites et ruptures de tuyauteries.  15.0.1.3 Liste des conditions de fonctionnement de référence (PCC).				
B.1.3	Il doit aussi être souligné que le concepteur doit définir les cas de charge qu'il considérera pour la conception mécanique des supportages et des structures internes des générateurs de vapeur et pour les supportages des lignes principales vapeur et des lignes principales d'alimentation en eau à l'intérieur du bâtiment du réacteur.	C1	3.4.2 Fuites et ruptures de tuyauteries.  3.6 Systèmes et composants mécaniques.  5.4.9 Supports des composants primaires.				

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
B.1.4	<p><b>B.1.4 - Fonction de confinement</b></p> <p>Comme déjà indiqué dans la section <b>A.1.2</b>, les objectifs généraux établis pour les tranches électronucléaires de la prochaine génération demandent une amélioration substantielle de la fonction de confinement ; la stratégie générale relative aux accidents graves énoncée dans la section <b>A.1.3</b> présente plus précisément des objectifs techniques concernant cette fonction.</p>	C1	<p>3.1.1.2.1 La démarche de défense en profondeur et les différentes barrières de confinement.</p> <p>6.2.1 Exigences relatives à la Fonction confinement et description fonctionnelle.</p>
B.1.4.1	<p><b>B.1.4.1 - Exigences de conception pour l'enceinte de confinement et les bâtiments périphériques</b></p> <p>Ces objectifs peuvent être atteints par l'utilisation d'un concept d'enceinte de confinement à double paroi comprenant une paroi intérieure en béton précontraint, une paroi externe en béton armé, avec l'espace annulaire entre les parois interne et externe maintenu à une pression inférieure à la pression atmosphérique de manière à collecter toutes les fuites possibles à travers la paroi interne et à les filtrer avant leur rejet dans l'environnement par la cheminée.</p>	C1	<p>3.5.1 Enceinte interne avec peau métallique.</p> <p>3.5.4.2.2.1 Enceinte externe du bâtiment réacteur.</p> <p>6.2.2 Système de mise en dépression de l'espace entre enceinte (EDE).</p>
B.1.4.1	<p>La pression de dimensionnement et la température de dimensionnement de la paroi interne de l'enceinte de confinement doivent être telles qu'elles autorisent une période de grâce d'au moins 12 heures sans évacuation de la puissance hors de l'enceinte de confinement après un accident grave et qu'elles assurent son intégrité et son étanchéité même après la déflagration globale de la quantité maximale d'hydrogène qui pourrait être contenue dans le bâtiment de confinement au cours d'accidents de fusion du cœur à basse pression (voir section <b>A.1.3</b>).</p>	C1	<p>6.2.1.1 Hypothèses générales pour la Fonction confinement de l'enceinte.</p> <p>19.2.2.5 Pression et température dans l'enceinte de confinement.</p>
B.1.4.1	<p>Il peut être supposé que cette quantité d'hydrogène n'est pas produite et relâchée instantanément dans l'enceinte de confinement, mais selon une fonction du temps dépendant des séquences représentatives des accidents graves ; des recombineurs catalytiques peuvent être utilisés pour réduire de manière substantielle la quantité d'hydrogène dans l'enceinte de confinement et les concentrations d'hydrogène en</p>	C1	<p>19.2.2.3 Evaluation de la mitigation du risque hydrogène.</p> <p>6.2.4 Contrôle du gaz de combustion (ETY).</p>

	FLAMANVILLE3	Palier EPR	Version Publique — Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE			SECTION	7.1
				CHAPITRE	1	PAGE	84/178
Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée		Conformité EPR	Commentaires			
	fonction du temps. Ainsi, la quantité d'hydrogène à considérer pour la conception de la paroi interne de l'enceinte de confinement dépend notamment de paramètres tels que les caractéristiques du cœur, les relâchements d'hydrogène dans l'enceinte en fonction du temps, l'efficacité des recombineurs catalytiques.						
B.1.4.1	De plus, le volume de l'enceinte de confinement et les moyens de limitation des conséquences doivent être tels qu'ils empêchent la possibilité d'une détonation globale d'hydrogène. Les possibilités de concentrations élevées d'hydrogène doivent être évitées autant qu'il est possible par la conception des structures internes de l'enceinte de confinement ; en outre, des dispositions spécifiques, telles que des parois renforcées des compartiments et de l'enceinte de confinement, doivent être mises en œuvre autant que nécessaire pour faire face à des phénomènes tels que des déflagrations locales rapides ou des séquences de transition déflagration-détonation (cf. paragraphe <b>E.2.2.4</b> ).		C1	19.2.2.3 Evaluation de la mitigation du risque hydrogène.			
B.1.4.1	Concernant le radier, les objectifs indiqués dans la section <b>A.1.3</b> relatifs aux situations de fusion du cœur à basse pression peuvent être atteints par la mise en place d'un grand compartiment d'étalement du corium refroidi de manière adéquate.		C1	6.2.6 Protection du radier. 19.2.2.4 Evaluation de la stabilisation du corium.			
B.1.4.1	Un faible taux de fuite de la paroi interne de l'enceinte de confinement est essentiel. Au vu de l'expérience existante, il est recommandé d'utiliser, pour cette paroi interne, du béton à hautes performances présentant de faibles déformations différées. Des produits d'injection devraient être utilisés systématiquement, notamment à chaque reprise de bétonnage et à chaque interface entre béton et fourreau de traversée. Une attention particulière doit aussi être portée aux mesures de conception en vue d'obtenir une étanchéité adéquate du béton précontraint dans toutes les zones singulières comme le radier, le gousset, la zone entre la console support du pont polaire et la ceinture du dôme, le voisinage du sas matériel et le dôme. En tout état de cause, la mise en place d'une peau d'étanchéité sur la paroi interne du bâtiment de confinement apparaît nécessaire localement sur toutes les zones singulières.		C1	3.5.1 Enceinte interne avec peau métallique.			

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
B.1.4.1	Des tests périodiques d'étanchéité de l'enceinte de confinement doivent pouvoir être réalisés à la pression de dimensionnement de ce bâtiment.	C1	6.2.5 Contrôle du débit de fuite et essais (EPP).
B.1.4.1	En principe, un essai en air à la pression de dimensionnement de l'enceinte de confinement doit être fait avant la mise en place de la peau d'étanchéité sur la paroi interne de manière à détecter tout défaut majeur de construction qui pourrait être masqué par l'étanchéité de cette peau. Des dispositions doivent aussi être mises en œuvre pour vérifier et pouvoir rétablir si nécessaire l'étanchéité adéquate de la paroi externe du bâtiment de confinement.	NA	Le système de sûreté soumis dans le Rapport Préliminaire de Sûreté prenait acte de l'évolution de conception rendant la présente directive technique non-applicable.
B.1.4.1	Des dispositifs spécifiques doivent être mis en place pour collecter les fuites possibles associées aux différents types de traversées de même que des dispositions assurant des possibilités de confinement adéquates pour les bâtiments périphériques.	C1	6.2.3 Isolement de l'enceinte. 6.2.5 Contrôle du débit de fuite et essais (EPP).
B.1.4.1	Une information détaillée doit être fournie par le concepteur sur le système de recueil des fuites de l'enceinte de confinement et de suivi de l'étanchéité de celle-ci : critères de conception et d'exploitation (étanchéité, tests périodiques,...), qualification des vannes aux conditions ambiantes correspondantes, protection contre les agressions (telles que définies dans les sections <b>A.2.4</b> et <b>A.2.5</b> ) qui pourraient endommager les équipements du système.	C1	3.5.2 Traversées de l'enceinte. 3.7.1 Qualification des EIPs aux conditions accidentelles. 6.2.1 Exigences relatives à la Fonction confinement et description fonctionnelle. 6.2.3 Isolement de l'enceinte. 6.2.5 Contrôle du débit de fuite et essais (EPP).
B.1.4.1	Concernant les bâtiments périphériques, une valeur d'étanchéité doit être définie pour chacun des bâtiments périphériques ayant une fonction de confinement, y compris le bâtiment des auxiliaires nucléaires, le bâtiment des auxiliaires de sauvegarde et le bâtiment du combustible usé. De plus, des moyens adéquats doivent être considérés pour restaurer l'étanchéité du bâtiment des auxiliaires de sauvegarde à la suite d'une brèche du système d'injection de sécurité et d'évacuation de la puissance résiduelle à l'extérieur du bâtiment de confinement.	C1	6.2.1 Exigences relatives à la Fonction confinement et description fonctionnelle.

	FLAMANVILLE3	Palier EPR	Version Publique — Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE		SECTION	7.1
				CHAPITRE	1	PAGE 86/178
Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires			
B.1.4.1	Des dispositions doivent également être mises en place pour maintenir autant que nécessaire une pression négative dans l'enceinte de confinement et dans les bâtiments périphériques durant les états d'arrêt, en tenant compte de l'emplacement du combustible durant ces états.	C1	9.4 Système de climatisation, de chauffage et de ventilation.			
B.1.4.2	<p><b>B.1.4.2 - Prévention des bipses du confinement</b></p> <p>Comme indiqué dans la section <b>A.1.3</b>, les séquences de fusion du cœur avec bipses du confinement (par les générateurs de vapeur ou par des circuits connectés au système primaire et sortant de l'enceinte de confinement) doivent être « pratiquement éliminées ». Ceci implique un examen systématique de toutes les séquences de bipses envisageables, avec une analyse déterministe des lignes de défense correspondantes, complétée par les résultats d'études probabilistes de sûreté. Les aspects suivants peuvent être mentionnés :</p> <p>a/ la liste des séquences envisageables de bipses de l'enceinte de confinement doit inclure les fuites du système d'évacuation de la puissance de l'enceinte de confinement, les bipses de l'enceinte de confinement par le système de collecte des fuites, les effluents liquides traversant l'espace entre enceintes,</p>	C1	19.2.4.5 Prévention des bipses de l'enceinte de confinement.			
B.1.4.2	b/ d'une manière générale, concernant les fuites et brèches des circuits connectés au système de refroidissement du réacteur, des dispositions de conception doivent être mises en place pour éviter une surpression dans les parties à basse pression des systèmes connectés ou pour assurer un dimensionnement adéquat de ces parties à l'égard des surpressions. Les dispositions correspondantes doivent être spécifiées (pression de dimensionnement et température de dimensionnement de même que les critères associés).	C1	6.3 Système d'injection de sécurité et de refroidissement du réacteur à l'arrêt (RIS-RA).			
B.1.4.2	De plus, des exigences strictes doivent être appliquées aux moyens mis en place pour détecter les fuites primaires dans les bâtiments périphériques et éviter leurs	C1	9.5.7.1 Système de radioprotection de tranche (KRT).			

	FLAMANVILLE3	Palier EPR	Version Publique — Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE			SECTION	7.1
				CHAPITRE	1	PAGE	87/178
Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires				
	conséquences. Les exceptions doivent être justifiées au cas par cas ; ceci s'applique aux moyens de détection des fuites dans le bâtiment des auxiliaires nucléaires.		6.2.1.2 Fonction confinement des bâtiments périphériques et du BTE. 6.2.7 Circuit d'évacuation de puissance de l'enceinte (EVU). 6.3 Système d'injection de sécurité et de refroidissement du réacteur à l'arrêt (RIS-RA).				
B.1.4.2	Pour les circuits connectés au système primaire, le concepteur doit étudier l'utilisation de moyens d'isolement diversifiés, les possibilités de défaillances de ces moyens et les équipements de suivi associés, de même que l'utilisation de tuyauteries conçues pour résister à la pression primaire dans les situations correspondantes. De plus, le risque de bipasse de l'enceinte de confinement par les tuyauteries équipées seulement de vannes manuelles doit être étudié par le concepteur.	C1	6.2.1 Exigences relatives à la Fonction confinement et description fonctionnelle. 19.2.4.5 Prévention des bypasses de l'enceinte de confinement.				
B.1.4.2	Pour ce qui concerne le grand réservoir d'eau borée utilisé pour l'injection de sécurité et situé à l'intérieur du bâtiment du réacteur, les lignes d'aspiration à l'extérieur de l'enceinte de confinement doivent être équipées jusqu'à la première vanne d'une double enveloppe conçue pour tenir aux conditions accidentelles dans l'enceinte de confinement non seulement au début de l'accident mais aussi à long terme durant l'accident ; les doubles enveloppes doivent être conçues de manière à permettre des inspections périodiques des tuyauteries internes d'aspiration. De plus, les conséquences d'une fuite d'une tuyauterie interne doivent être étudiées.	C1	6.3.2.2.3 Confinement des substances radioactives.				
B.1.4.2	Les séquences accidentelles de fusion du cœur avec une fuite significative des tubes des générateurs de vapeur (jusqu'à la rupture multiple de tubes des générateurs de vapeur) doivent être « pratiquement éliminées ».  A ce sujet, le concepteur doit étudier les situations mentionnées au paragraphe <b>E.2.2.5.</b>	C1	18.1.1.3.1.4. Famille "Rupture de tube de générateur de vapeur (RTGV)"				

	FLAMANVILLE3	Palier EPR	Version Publique — Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE			SECTION	7.1
				CHAPITRE	1	PAGE	88/178
Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée		Conformité EPR	Commentaires			
B.1.4.2	<p>Pour ce qui concerne les séquences accidentelles de fusion du cœur qui pourraient survenir dans les états d'arrêt avec le bâtiment de confinement ouvert, ce qui ne sera autorisé que pour certaines phases (voir paragraphe E.2.2.5), le concepteur doit montrer que, pour des séquences accidentelles représentatives, l'enceinte de confinement sera fermée de manière fiable avant que des rejets radioactifs significatifs ne puissent se produire dans l'enceinte de confinement ; cette exigence concerne notamment le sas matériel, en tenant compte du temps disponible avant ébullition de l'eau dans le cœur du réacteur et des conditions ambiantes dans le bâtiment du réacteur de même que le besoin de systèmes supports s'il y a lieu.</p>		C1	<p>3.5.2. Traversées de l'enceinte.</p> <p>18.2 Etudes probabilistes de sûreté niveau 2.</p>			
B.2.1	<p><b>B.2 - Fonctions et systèmes de sûreté</b></p> <p><b>B.2.1 - Classement des fonctions, barrières, structures et systèmes de sûreté</b></p> <p>Une fonction de sûreté peut être définie comme l'action combinée d'un ensemble de dispositions techniques pour accomplir une certaine tâche dans un certain état de la tranche. Une fonction de sûreté peut être accomplie par un ou plusieurs systèmes.</p> <p>La mise en œuvre du principe de « défense en profondeur » peut s'appuyer sur l'introduction d'un classement des fonctions et des systèmes de sûreté. Le but de ce classement est de définir des exigences générales applicables aux fonctions et systèmes de sûreté avec une hiérarchisation des exigences selon l'importance de ces fonctions et systèmes pour la sûreté.</p>		C1	<p>3.2.1 Principes généraux de classement et exigences.</p>			
B.2.1	<p>Une manière possible de définir un classement approprié est d'étudier les différents transitoires, incidents et accidents de référence, selon leurs fréquences estimées, en considérant deux états physiques :</p> <p>a) dans l'état "contrôlé", le cœur est sous-critique (un retour en criticité de courte durée avant les actions de l'opérateur conduisant seulement à une puissance neutronique faible pourrait être accepté au cas par cas pour quelques événements), l'évacuation de la puissance est assurée à court terme par exemple par les</p>		C1	<p>3.2.1.2.2 Classement fonctionnel.</p>			

	<b>FLAMANVILLE3</b>	Palier EPR	<b>Version Publique</b> — Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE		SECTION	7.1
				CHAPITRE	1	PAGE 89/178
Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires			
	<p>générateurs de vapeur, l'inventaire en eau du cœur est stable, les rejets radioactifs restent tolérables ;</p> <p>b) dans l'état d'arrêt sûr, le cœur est sous-critique, la chaleur résiduelle est évacuée durablement, les rejets radioactifs restent tolérables<sup>9</sup>.</p> <p>Pour les conditions avec défaillances multiples, un état final peut être défini : le cœur est sous-critique, la puissance résiduelle est évacuée par les systèmes primaire ou secondaire, les rejets radioactifs restent tolérables<sup>9</sup>.</p>					
B.2.1	<p>Avec ces définitions :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- les fonctions de sûreté nécessaires pour atteindre l'état "contrôlé" après un transitoire, un incident ou un accident de référence sont classées F1A ;</li> <li>- les fonctions de sûreté nécessaires au-delà de l'état "contrôlé" pour atteindre et maintenir l'état d'arrêt sûr après un transitoire, un incident ou un accident de référence sont classées F1B ;</li> <li>- les fonctions de sûreté nécessaires pour atteindre l'état final pour les conditions avec défaillances multiples sont classées F2. De plus, les fonctions de sûreté nécessaires pour faire face aux agressions internes et aux agressions externes sont aussi classées F2. Enfin, les fonctions de contrôle-commande qui contribuent à maintenir les conditions initiales du réacteur à l'intérieur des limites retenues dans la démonstration de sûreté ainsi que les fonctions de limitation mises en place pour éviter les déclenchements inutiles d'actions de protection sont classées F2.</li> </ul> <p>Le classement des systèmes de sûreté (incluant en principe les systèmes supports) peut se déduire du classement des fonctions de sûreté :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- si pour au moins un transitoire, un incident ou un accident de référence, un système donné doit accomplir une fonction F1A, ce système est classé F1A ;</li> <li>- cependant, les systèmes supports d'une fonction F1A peuvent être classés F1B s'ils sont en service et sans nécessité de changement d'état quand l'événement arrive et s'ils ne sont pas rendus défaillants par l'événement ;</li> <li>- si pour au moins un transitoire, un incident ou un accident de référence, un système donné doit accomplir une fonction F1B, ce système est classé au moins F1B ;</li> </ul>	C1	3.2.1.2.2.2 Définition du classement fonctionnel			

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
	- si pour la prévention ou la limitation des conséquences d'une condition avec défaillances multiples, un système donné est important pour réduire significativement la fréquence de fusion du cœur, ce système est classé au moins F2.		
B.2.1	<p>Les exigences générales pour un système F1A sont : application du critère de défaillance unique (au niveau du système), séparation physique des trains redondants, alimentation électrique secourue par les diesels de secours principaux, essais périodiques, assurance de la qualité, tenue aux séismes et, pour les équipements correspondants, utilisation de codes de conception acceptés et qualification aux conditions accidentelles.</p> <p>Les exigences générales pour un système F1B sont : application du critère de défaillance unique (au niveau de la fonction), séparation physique des trains redondants (au niveau de la fonction), alimentation électrique secourue par les diesels de secours principaux, essais périodiques, assurance de la qualité, tenue aux séismes et, pour les équipements correspondants, utilisation de codes de conception acceptés et qualification aux conditions accidentelles.</p> <p>Les exigences générales pour un système F2 sont : essais périodiques, assurance de la qualité et utilisation de codes de conception acceptés pour les équipements correspondants ; séparation physique est mise en place quand un système F2 est utilisé en secours d'un système F1A ou F1B ; les exigences relatives au secours électrique, à la tenue aux séismes et à la qualification aux conditions accidentelles des équipements correspondants sont définies au cas par cas.</p>	C1	3.2.1.3.2 Exigences associées au classement fonctionnel.
B.2.1	En outre, le concept de classement doit tenir compte des barrières, en relation avec la prévention, la maîtrise et la limitation des conséquences des rejets radioactifs. Ceci implique que le classement des barrières relatives aux différentes sources radioactives complète le classement déduit des études relatives aux transitoires, incidents et accidents de référence et aux conditions avec défaillances multiples ; un	C1	3.2.1.2.1 Classement mécanique.

	FLAMANVILLE3	Palier EPR	Version Publique — Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE		SECTION	7.1
				CHAPITRE	1	PAGE 91/178
Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires			
	système, un équipement ou une structure peut dès lors être classé pour sa fonction barrière aussi bien que pour sa fonction de protection des barrières.					
B.2.1	Tous les équipements ayant un classement en tant que barrière doivent avoir un classement fonctionnel au moins égal à F2 et les équipements mécaniques correspondants doivent être conçus au moins selon les codes techniques appropriés.	C1	3.2.1.3.1.3 Interfaces entre classes mécaniques différentes.			
B.2.1	En outre, des exigences fonctionnelles (par exemple d'étanchéité) et d'exploitation (par exemple de maintenance, d'essais périodiques) précises doivent être définies pour les systèmes ayant un classement en tant que barrière et les bâtiments assurant une fonction de confinement, et ce pour toutes les parties de la tranche. Ces exigences doivent aussi prendre en compte l'étude des agressions internes et externes ; aussi, une attention appropriée doit être portée aux composants présentant du fait de leur haute énergie, un risque d'endommagement.	C1	3.2.1 Classement des ouvrages, matériels et systèmes. 3.5.0 Exigences de sûreté et bases de conception applicables pour les structures de génie-civil de catégorie 1. 6.2.1 Exigences relatives à la Fonction confinement et description fonctionnelle.			
B.2.1	Une attention spécifique doit être portée au classement des barrières et aux exigences associées pour les vannes d'isolement de l'enceinte de confinement, pour les traversées du système de collecte des fuites et pour le tube de transfert de même que pour les équipements actifs et passifs, les structures et autres dispositifs liés au confinement de la piscine du combustible usé.	C1	3.2.2 Listes de classement.			
B.2.2.1	<p><b>B.2.2 - Exigences pour les équipements de sûreté</b></p> <p><b>B.2.2.1 - Qualification des équipements de sûreté</b></p> <p>Les équipements nécessaires à la démonstration de sûreté doivent être qualifiés pour les conditions pour lesquelles ils sont nécessaires.</p> <p>La qualification inclut le fonctionnement et la fiabilité, en tenant compte des conditions d'environnement auxquelles les matériaux et les équipements seraient exposés dans la tranche, y compris les conditions d'accident grave. Le processus de qualification</p>	C1	3.7.1.1.1.1.1 Données relatives à la qualification aux conditions d'ambiance (pression, température, irradiation). 3.7.1.1.1.2.2 Programmes de qualification applicables.			

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
	<p>doit être achevé avant le démarrage de la tranche, en particulier pour les matériaux et équipements nouveaux.</p> <p>Le concepteur doit préciser son approche générale de qualification des équipements classés ; cette approche doit être appliquée à tous les types d'équipements (mécaniques, électriques...) à l'intérieur et à l'extérieur du bâtiment du réacteur et tenir compte des conditions accidentelles internes et externes ainsi que du vieillissement.</p> <p>Pour cette approche, les méthodes de qualification et les profils standards enveloppant les conditions ambiantes pour les situations de référence de même que pour les situations d'accident grave doivent être définies et leur représentativité doit être justifiée (notamment pour le vieillissement).</p>		
B 2.2.1	<p>Pour ce qui concerne les équipements électriques, la qualification peut être obtenue en testant un ou plusieurs échantillons de ces équipements par une séquence de tests représentatifs conventionnels ou par une démonstration claire de la capacité de ces équipements à fonctionner dans des conditions définies, par exemple par analogie avec d'autres équipements ; une combinaison des deux méthodes peut aussi être utilisée. Le retour d'expérience peut aussi être considéré.</p>	C1	3.7.1.1.1.2.1 Méthodes de qualification.
B 2.2.1	<p>En principe, les séquences d'essais pour la qualification sismique incluent le vieillissement avant les essais sismiques et les séquences d'essais pour la qualification à l'accident de perte de réfrigérant primaire (APRP) incluent le vieillissement et les essais de qualification sismique avant les essais APRP. Pour ces essais APRP, des profils correspondant à des conditions thermodynamiques, chimiques et d'irradiation enveloppes dans l'enceinte de confinement doivent être définis avec des marges adéquates.</p>	C1	3.7.1.1.1.1.1 Données relatives à la qualification aux conditions d'ambiance (pression, température, irradiation). 3.7.1.1.1.2.2 Programmes de qualification applicables.
B 2.2.1	<p>Dans le but d'éviter toute dégradation de la fonction de refroidissement de secours du cœur, la production de débris en conditions accidentelles, en particulier de débris de matériaux d'isolation, doit être prise en compte dans l'approche de qualification.</p>	C1	3.7.1.1.1.1.4. Données relatives à la qualification à l'eau chargée et active.

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
B.2.2.2	<p><b>B.2.2.2 - Systèmes de sûreté informatisés</b></p> <p>Pour obtenir la haute fiabilité nécessaire pour les systèmes de contrôle-commande, le concepteur doit, lorsque des systèmes informatisés sont utilisés, mettre en place des exigences de sûreté spécifiques, pour la qualification de tels systèmes informatisés pour chaque classe de sûreté, y compris des règles de conception pour les logiciels.</p>	C1	7.1 Principes de conception du contrôle-commande.
B.2.2.2	<p>Les trois principes principaux pour la conception de calculateurs pour des systèmes de sûreté sont l'évitement de défauts, l'élimination des défauts et la tolérance aux défauts.</p> <p>L'évitement des défauts peut être mis en oeuvre dans une approche de construction par des règles et directives strictes applicables durant tout le cycle de vie d'un système, incluant la spécification du système (matériels, logiciels et intégration), la production (conception, codage des logiciels et mise en place des matériels, essais), l'exploitation et la maintenance.</p> <p>L'évitement des défauts doit être complété par une approche analytique pour l'élimination des défauts. Ceci inclut des procédures non formelles comme des inspections, des relectures, des audits, des revues de même que des procédures formelles comme des preuves d'exactitude, des analyses statiques et différents essais d'intégration.</p>	C1	<p>7.1 Principes de conception du contrôle-commande.</p> <p>7.2.3 Principes de qualification des équipements et systèmes de contrôle-commande.</p>
B.2.2.2	<p>Pour faire face aux défauts résiduels qui subsisteraient en dépit de toutes les mesures prises pour l'évitement et l'élimination des défauts, la tolérance aux défauts doit être introduite dans la conception. Pour les matériels, ceci peut être atteint par la redondance et la diversification. La diversification doit être examinée pour obtenir la tolérance aux défauts des logiciels.</p>	C1	7.1.1.6 Diversification et traitement des risques de défaillances de cause commune.
B.2.3.1	<p><b>B.2.3 - Exigences applicables à des fonctions de sûreté spécifiques</b></p> <p><b>B.2.3.1 - Fonction de contrôle de la réactivité</b></p>	C1	5.3.4 Mécanisme de contrôle des grappes de contrôle.

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
	La fonction de contrôle de la réactivité peut être accomplie par des barres de contrôle et des systèmes d'injection d'eau borée, incluant un système de borication supplémentaire à deux trains, chacun d'eux étant capable d'amener le réacteur de l'état contrôlé à l'état d'arrêt sûr pour tout transitoire, incident ou accident de référence autre qu'une perte de réfrigérant primaire, sans solliciter l'ouverture des soupapes de sûreté du pressuriseur. Ce système doit être classé F1B pour cette fonction de sûreté et peut être mis en service manuellement.		6.7 Système de borication de sécurité (RBS). 9.3.2 Circuit de contrôle volumétrique et chimique (RCV).
B.2.3.1	De plus, ce système doit être mis en service automatiquement pour les transitoires avec défaillance de l'arrêt d'urgence ; les fonctions de contrôle-commande correspondantes doivent être classées F2. Concernant les ouvertures intempestives des vannes du circuit secondaire de même que les brèches des lignes secondaires, le concepteur doit préciser si le réacteur peut redevenir critique après l'arrêt d'urgence du réacteur au cours de tels transitoires, incidents ou accidents ; les équipements de contrôle-commande doivent être classés en conséquence.	C1	7.3.1.2.6 Fonctions d'initiation RRC-A.
B.2.3.1	Concernant les ouvertures intempestives des vannes du circuit secondaire de même que les brèches des lignes secondaires, le concepteur doit préciser si le réacteur peut redevenir critique après l'arrêt d'urgence du réacteur au cours de tels transitoires, incidents ou accidents ; les équipements de contrôle-commande doivent être classés en conséquence.	C1	15.2 Etudes d'accidents.
B.2.3.1	Concernant les dilutions du bore homogènes, le concepteur doit étudier la mise en place de l'activation de l'arrêt d'urgence ou d'un système de borication au moins pour les transitoires de référence de dilution homogène.	C1	7.5.9 Instrumentation du bore. 6.7 Système de borication de sûreté (RBS). 15 Etudes des conditions de fonctionnement de référence (PCC). 19.2.4.1 Prévention de la fusion du cœur à haute pression et échauffement direct de l'enceinte.

	FLAMANVILLE3	Palier EPR	Version Publique — Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE			SECTION	7.1
				CHAPITRE	1	PAGE	95/178
Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée		Conformité EPR	Commentaires			
B.2.3.1	En tout état de cause, la fiabilité de la fonction d'arrêt d'urgence doit être suffisamment élevée pour contribuer à « pratiquement éliminer » les séquences de fusion du cœur à haute pression. Nonobstant le rôle du système de borication supplémentaire, des moyens adéquats doivent être mis en œuvre dans cet objectif, tels qu'une diversification des composants principaux du système d'arrêt d'urgence (mesures physiques, signaux et traitements associés, disjoncteurs d'arrêt d'urgence).		C1	6.7 Système de borication de sécurité (RBS). 7.3.1 Architecture du système de protection. 7.5.9 Instrumentation du bore. 19.2.4.1 Prévention de la fusion du cœur à haute pression et échauffement direct de l'enceinte.			
B.2.3.1	Comme indiqué dans la section <b>A.1.3</b> , les accidents de réactivité résultant de l'introduction rapide d'eau froide ou d'eau insuffisamment borée doivent être évités par des dispositions de conception de telle sorte qu'ils puissent être « exclus ». Parmi ces dispositions de conception, des dispositifs automatiques permettant d'éviter la formation intempestive d'un bouchon d'eau diluée, des dispositifs de détection de fuite, le suivi de la concentration en bore des systèmes doivent être considérés autant qu'il est approprié.		C1	19.2.4.2 Prévention des accidents d'injection rapide de réactivité.			
B.2.3.2	<b>B.2.3.2 - Fonction d'évacuation de la puissance résiduelle</b> La fonction d'évacuation de la puissance résiduelle doit être assurée avec une fiabilité élevée. De manière générale, un système à quatre trains conçu pour accomplir la fonction d'évacuation de la puissance résiduelle et la fonction d'injection de sécurité à basse pression peut convenir dans la mesure où des dispositions adéquates sont mises en œuvre pour les parties du système d'évacuation de la puissance résiduelle situées à l'extérieur du bâtiment du réacteur, de manière à « pratiquement éliminer » les séquences d'accident grave avec bipasse du confinement.		C1	6.3 Système d'injection de sécurité et de refroidissement du réacteur à l'arrêt (RIS-RA). 19.2.4.5 Prévention des bypass de l'enceinte de confinement.			
B.2.3.2	La puissance résiduelle doit être transportée du système combiné d'évacuation de la puissance résiduelle et d'injection de sécurité à basse pression à la source froide ultime par un système de refroidissement intermédiaire.		C1	9.2.2 Circuit de réfrigération intermédiaire de l'ilôt nucléaire (RRI).			
B.2.3.2	Cependant, une démonstration détaillée doit être fournie par le concepteur concernant l'obtention de l'état d'arrêt sûr pour les différentes situations accidentelles à considérer		C1	15.2 Etudes d'accidents.			

	FLAMANVILLE3	Palier EPR	Version Publique — Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE			SECTION	7.1
				CHAPITRE	1	PAGE	96/178
Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée		Conformité EPR	Commentaires			
	<p>pour les différents états de la tranche. Une attention particulière doit être portée aux séquences d'événements pour lesquelles un basculement d'un mode d'exploitation à l'autre des trains du système combiné d'évacuation de la puissance résiduelle et d'injection de sécurité à basse pression est nécessaire ainsi qu'aux délais correspondants ; en outre la diversification et l'adéquation des signaux d'injection automatique d'eau ainsi que le caractère suffisant du débit d'appoint doivent être justifiés ; enfin, l'adéquation de l'appoint d'eau manuel prévu pour faire face à une défaillance des moyens automatiques doit être démontrée.</p> <p>Le retour d'expérience a montré qu'une attention particulière doit être portée à la possibilité d'une perte d'un niveau d'eau adéquat durant les états d'arrêt où le cœur est dans la cuve du réacteur.</p>						
B.2.3.2	Des dispositions de conception doivent être mises en oeuvre afin de réduire le besoin d'exploitation à mi-boucles quand le cœur est dans la cuve du réacteur et afin de faire face à la perte du système normal d'évacuation de la puissance résiduelle.		C1	<p>6.3 Système d'injection de sécurité et de refroidissement du réacteur à l'arrêt (RIS-RA).</p> <p>13.2 Principes d'exploitation</p> <p>18.1 Etudes probabilistes de sûreté niveau 1.</p> <p>19.1 Etudes RRC-A.</p>			
B.2.3.2	De plus, les caractéristiques de conception de la mesure du niveau d'eau dans les boucles nécessitent une attention particulière ; des moyens diversifiés devraient être mis en place.		C1	7.3.1 Architecture du système de protection.			
B.2.3.2	Les hypothèses relatives à la remise en service des pompes du système d'évacuation de la puissance résiduelle après une baisse du niveau d'eau doivent être clairement justifiées.		C1	6.3 Système d'injection de sécurité et de refroidissement du réacteur à l'arrêt (RIS-RA).			
B.2.3.2	Enfin, les situations qui nécessitent un abaissement du niveau d'eau dans le circuit primaire au cours des états d'arrêt doivent être définies et justifiées par le concepteur,		C1	<p>13.2.1 Principes de conduite normale.</p> <p>15.2 Etudes d'accidents.</p>			

	FLAMANVILLE3	Palier EPR	Version Publique — Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE			SECTION	7.1
				CHAPITRE	1	PAGE	97/178
Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée		Conformité EPR	Commentaires			
	de même que les dispositions - incluant les marges de conception, l'instrumentation et les procédures adéquates – mises en œuvre pour faire face aux risques associés.						
B.2.3.3	<p><b>B.2.3.3 - Fonction de refroidissement de secours du cœur</b></p> <p>Les hypothèses de brèches à considérer pour la fonction de refroidissement de secours du cœur sont définies dans la section <b>B.1.2</b> ; les autres hypothèses relatives à la conception des systèmes correspondants sont indiquées dans la partie <b>D.2</b>.</p> <p>La fonction de refroidissement de secours du cœur peut être assurée par un concept optimisé comprenant une injection de sécurité à moyenne pression dans les branches froides avec une pression de refoulement inférieure au point de consigne d'ouverture des soupapes de sûreté des générateurs de vapeur, des accumulateurs injectant dans les branches froides et une injection de sécurité à basse pression dans les branches froides, avec basculement à une injection combinée dans les branches froides et chaudes après une période de quelques heures, les systèmes d'injection utilisant l'eau d'un grand réservoir d'eau implanté à l'intérieur du bâtiment de confinement.</p>		C1	6.3 Système d'injection de sécurité et de refroidissement du réacteur à l'arrêt (RIS-RA).			
B.2.3.3	La mise en place d'un grand réservoir d'eau borée à l'intérieur du bâtiment du réacteur apporte des avantages significatifs pour faire face aux accidents de perte de réfrigérant primaire. Néanmoins, une attention appropriée doit être portée au bon mélange de l'eau contenue dans le réservoir et à l'accroissement de la température de cette eau (une sous-saturation devrait être maintenue) au cours de tels accidents (en relation avec le volume du réservoir), ainsi qu'à la qualité de l'eau pour la conception des pompes du système de refroidissement de secours du cœur.		C1	6.3.2.2 Hypothèses de dimensionnement.			
B.2.3.3	La fonction du système de refroidissement de secours du cœur pour « pratiquement éliminer » les situations de fusion du cœur à haute pression doit aussi être considérée.		C1	19.2.4.1 Prévention de la fusion du cœur à haute pression et échauffement direct de l'enceinte.			
B.2.3.4	<p><b>B.2.3.4 - Fonction d'évacuation de la chaleur par les circuits secondaires</b></p> <p>La fonction d'évacuation de la chaleur par les circuits secondaires mérite une attention particulière. Elle doit avoir la capacité d'évacuer la chaleur du cœur du réacteur via les</p>		C1	6.6 Alimentation de secours des générateurs de vapeur (ASG). 6.8 Circuit de décharge à l'atmosphère (VDA).			

	<b>FLAMANVILLE3</b>	Palier EPR	<b>Version Publique</b> — Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE		SECTION	7.1
				CHAPITRE	1	PAGE 98/178
<b>Index</b>	<b>Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée</b>	<b>Conformité EPR</b>	<b>Commentaires</b>			
	<p>générateurs de vapeur en association avec les vannes de décharge des générateurs de vapeur et de l'alimentation de secours en eau des générateurs de vapeur pendant les transitoires, incidents et accidents de référence. Après un arrêt du réacteur, la transition du côté primaire de l'état sous-critique à chaud à des conditions intermédiaires doit être assurée par cette fonction pour permettre ensuite l'obtention de l'état sous-critique à froid par la fonction d'évacuation de la chaleur résiduelle côté primaire.</p> <p>Pour des événements particuliers (petite brèche primaire et rupture d'un tube de générateur de vapeur), la fonction d'évacuation de la chaleur par les circuits secondaires doit avoir la capacité d'assurer de manière fiable le refroidissement du circuit primaire jusqu'aux conditions permettant le fonctionnement du système de refroidissement de secours du cœur (fiabilité du système de démarrage et d'arrêt, fiabilité du contournement au condenseur).</p>		<p>10.3 Circuit de vapeur principal (VVP partie classée de sûreté).</p> <p>10.4 Caractéristique des circuits eau et vapeur du secondaire.</p> <p>10.6 Circuit d'eau alimentaire principal (ARE).</p> <p>15.2 Etudes d'accidents.</p>			
B.2.3.4	<p>Pour obtenir « l'élimination pratique » des séquences de fusion du cœur à haute pression liées à la perte des systèmes d'alimentation en eau normal et de secours, le concepteur doit mettre en place et justifier une combinaison adéquate de moyens, incluant un système indépendant de démarrage et d'arrêt, une réserve d'eau accrue dans chaque générateur de vapeur en comparaison avec les tranches existantes, l'utilisation du gavé-ouvert secondaire de même que du gavé-ouvert primaire (mis en service automatiquement ou manuellement).</p>	C1	<p>5.4.8 Vannes spécifiques pour la dépressurisation en accidents graves.</p> <p>10.4.4.4 Le poste d'eau (ABP-ADG-APA-AHP-AAD).</p> <p>19.2.4.1 Prévention de la fusion du coeur à haute pression et échauffement direct de l'enceinte.</p>			
B.2.3.5	<p><b>B.2.3.5 - Fonction d'évacuation de la puissance hors de l'enceinte de confinement</b></p> <p>La fonction d'évacuation de la chaleur de l'enceinte de confinement dans les conditions d'une fusion du cœur à basse pression peut être réalisée par un système accomplissant une aspersion dans l'enceinte et un refroidissement du corium, divisé en deux trains, un train étant suffisant au bout de 15 jours pour maintenir la pression dans l'enceinte en dessous de la pression de dimensionnement. Ces trains seraient</p>	C1	<p>6.2.7 Système d'évacuation de chaleur de l'enceinte de confinement.</p>			

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
	refroidis par une chaîne dédiée diversifiée par rapport au système de refroidissement intermédiaire des équipements utilisé par les systèmes liés à la prévention de la fusion du cœur. Les deux trains de cette chaîne de refroidissement dédiée seraient secourus électriquement par les petits diesels tels que décrits au paragraphe <b>B.2.4.1</b> .		
B.2.3.5	Il est souligné qu'un système d'évacuation de la chaleur de l'enceinte de confinement avec une recirculation de fluide radioactif en dehors de cette enceinte implique de traiter les défaillances possibles des tuyauteries correspondantes et les conséquences radiologiques associées.	C1	15.2 Etudes d'accidents. 15.3 Conséquences radiologiques.
B.2.3.6	<p><b>B.2.3.6 - Fonctions de protection contre les surpressions et de dépressurisation du circuit primaire</b></p> <p>Une protection adéquate du circuit primaire contre les surpressions doit être mise en place pour les différents transitoires, incidents et accidents de référence ainsi que pour les transitoires avec défaillance de l'arrêt d'urgence.</p>	C1	3.6.3.1 Analyse de la protection contre la surpression des CPP et CSP en puissance. 5.2.4 Protection contre les surpressions. 5.4.7 Soupapes de sûreté du pressuriseur.
B.2.3.6	Une protection contre les surpressions doit aussi être mise en place pour les circuits connectés au circuit primaire (comme le système conçu pour accomplir la fonction d'évacuation de la puissance résiduelle et l'injection de sécurité à basse pression, lorsqu'il est connecté au circuit primaire).	C1	6.3 Système d'injection de sécurité et de refroidissement du réacteur à l'arrêt (RIS-RA).
B.2.3.6	Concernant les surpressions à froid, une protection adéquate de ce système et du système de refroidissement du réacteur dans les états d'arrêt à froid peut être fournie par les soupapes de sûreté du pressuriseur, leur ouverture étant commandée par un ordre dédié élaboré par un signal de pression dérivé d'un seuil de pression.	C1	3.6.3.2 Analyse de la protection contre les surpressions en état d'arrêt à froid. 5.2.4 Protection contre les surpressions. 5.4.7 Soupapes de sûreté du pressuriseur.
B.2.3.6	D'un autre côté, le système de dépressurisation du circuit primaire doit être conçu pour contribuer à la prévention de la fusion du cœur par la fonction gavé-ouvert primaire.	C1	5.4.7 Soupapes de sûreté du pressuriseur. 5.4.8 Vannes spécifiques pour la dépressurisation en accidents graves.

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
	<p>La fonction de dépressurisation ayant pour but de transformer les séquences de fusion du cœur à haute pression en séquences de fusion du cœur à basse pression (cf. section <b>A.1.3</b>) peut être assurée en ajoutant à la fonction de dépressurisation des soupapes du pressuriseur, une vanne de décharge dédiée munie d'une vanne d'isolement, ces vannes étant conçues de telle sorte que leur ouverture puisse être garantie même pour des températures de gaz élevées. Cette fonction de décharge doit être disponible en cas de perte des sources électriques externes et d'indisponibilité de tous les diesels. Une fois ouverte, la décharge devrait rester ouverte avec une haute fiabilité tout au long de la progression de l'accident.</p>		<p>19.2.2.2 Dépressurisation du circuit primaire.</p>
<p>B.2.3.7</p>	<p><b>B.2.3.7 - Fonction de protection contre les surpressions dans les circuits secondaires</b></p> <p>La fonction de protection contre les surpressions dans les circuits secondaires peut être réalisée par une association de lignes de décharge de vapeur isolables et de soupapes de sûreté implantées entre le bâtiment du réacteur et les vannes d'isolement de vapeur principales. Le caractère adéquat de cette association de lignes de décharge et de soupapes de sûreté doit être vérifié en considérant aussi l'évacuation de la puissance résiduelle, la limitation des rejets radioactifs et la prévention d'un refroidissement excessif du cœur du réacteur.</p>	<p>C1</p>	<p>6.8 Circuit de décharge à l'atmosphère (VDA) 10.3 Circuit de vapeur principal (VVP partie classée de sûreté).</p>
<p>B.2.3.7</p>	<p>Pour la fonction de protection contre les surpressions, l'arrêt d'urgence du réacteur peut être pris en compte en tant que mesure de réduction de la pression, ce qui permet de réduire la capacité de décharge totale, pourvu que la fiabilité et la diversification des dispositions relatives à l'arrêt d'urgence du réacteur soient similaires à celles relatives à la protection du cœur. Cette approche peut être utilisée pour les transitoires, incidents et accidents de référence.</p>	<p>C1</p>	<p>3.6.3.1.2 Analyse de la protection contre les surpressions côté secondaire.</p>
<p>B.2.3.7</p>	<p>Pour les transitoires, de brefs dépassements de la pression de dimensionnement des tuyauteries de vapeur peuvent être tolérés pour autant que les soupapes de sûreté ne soient pas sollicitées. En outre, les transitoires avec défaillance de l'arrêt d'urgence</p>	<p>C1</p>	<p>3.6.3.1.2 Analyse de la protection contre les surpressions côté secondaire.</p>

	FLAMANVILLE3	Palier EPR	Version Publique — Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE			SECTION	7.1
				CHAPITRE	1	PAGE	101/178
<b>Index</b>	<b>Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée</b>			<b>Conformité EPR</b>	<b>Commentaires</b>		
	doivent être traités ; les transitoires les plus pénalisants quant à l'accroissement de la pression du côté primaire et du côté secondaire doivent être examinés, en tenant compte des durées des transitoires et de l'influence de ces durées sur la fiabilité des vannes secondaires.						
B.2.3.7	Les vannes de décharge et les soupapes de sûreté doivent être qualifiées pour les conditions de fluides qui pourraient survenir pendant leur utilisation.			C1	3.7.1 Qualification des EIPs aux conditions accidentelles. 6.8 Circuit de décharge à l'atmosphère (VDA) 10.3 Circuit de vapeur principal (VVP partie classée de sûreté).		
B.2.3.7	Plus précisément, du point de vue de la sûreté, la fonction de protection contre les surpressions secondaires pourrait être accomplie pour chaque générateur de vapeur par deux soupapes de sûreté, chacune d'elles ayant une capacité de décharge de 25%, en plus d'une ligne de décharge de vapeur (avec une vanne d'isolement et une vanne de décharge régulée) ayant une capacité de décharge de 50 %. Le point de consigne pour l'arrêt d'urgence du réacteur serait fixé à une valeur inférieure ou égale à la pression de conception des générateurs de vapeur. Les points de consigne et les caractéristiques d'ouverture des soupapes de sûreté et des vannes de décharge devraient être choisis de telle sorte qu'il n'y ait pas de sollicitation des soupapes de sûreté en cas de rupture d'un tube de générateur de vapeur.			C1	6.8 Circuit de décharge à l'atmosphère (VDA) 10.3 Circuit de vapeur principal (VVP partie classée de sûreté).		
B.2.3.7	Ce concept implique le classement des lignes de décharge de vapeur comme systèmes F1A ; de plus, une fiabilité adéquate des vannes correspondantes doit être clairement démontrée.			C1	3.2.2 Listes de classement. 6.8 Circuit de décharge à l'atmosphère (VDA) 10.3 Circuit de vapeur principal (VVP partie classée de sûreté).		
B.2.4	<b>B.2.4 - Exigences applicables aux systèmes de sûreté supports</b> <b>B.2.4.1 - Alimentations électriques</b>			C1	8.3 Alimentation électrique de l'îlot nucléaire.		

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
	<p>Les alimentations électriques sont essentielles comme systèmes supports pour la réduction de la fréquence de fusion du cœur et pour "l'élimination pratique" des séquences de fusion du cœur à haute pression.</p> <p>Pour une installation générale de la tranche avec des systèmes de sûreté à quatre trains, une fiabilité adéquate des alimentations électriques pourrait être obtenue par la mise en place de quatre diesels principaux identiques, complétés par deux petits diesels capables de secourir en particulier deux des pompes d'alimentation de secours des générateurs de vapeur et les systèmes supports nécessaires.</p>		
B.2.4	<p>Les petits diesels doivent être diversifiés par rapport aux quatre diesels principaux afin d'éliminer autant que possible les défaillances de cause commune entre les deux types de diesels, en tenant compte du retour d'expérience de tels diesels, et connectés à des jeux de barres électriques de tensions différentes.</p>	C1	8.3.4 Différences entre générateurs diesels principaux et générateurs diesels d'ultime secours.
B.2.4	<p>L'indépendance entre les diesels principaux et les petits diesels doit être complètement justifiée par une étude des modes de défaillance des diesels. Notamment, les probabilités de défaillance des diesels principaux et des petits diesels doit tenir compte des risques de défaillance de leurs batteries, en considérant de façon appropriée le retour d'expérience correspondant.</p>	C1	8.3.4 Différences entre générateurs diesels principaux et générateurs diesels d'ultime secours. 18.1.1 TAB 26 Données de fiabilité.
B.2.4	<p>Une considération appropriée doit aussi être portée aux tableaux électriques et aux possibilités de défaillances de cause commune dans ces tableaux.</p>	C1	8.3 Alimentations électriques de l'îlot nucléaire.
B.2.4.2	<p><b>B.2.4.2 - Système de refroidissement intermédiaire et système d'eau brute secouru</b></p> <p>Le système de refroidissement intermédiaire et le système d'eau brute secouru sont des systèmes supports importants pour transférer à la source froide ultime la chaleur résiduelle du système conçu pour accomplir les fonctions d'évacuation de la puissance résiduelle et d'injection de sécurité à basse pression.</p>	C1	9.2.1 Circuit d'eau brute secourue (SEC). 9.2.2 Circuit de réfrigération intermédiaire (RRI). 18.1 Etudes probabilistes de sûreté niveau 1.

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
	Les défaillances possibles de cause commune du système de refroidissement intermédiaire et du système d'eau brute secouru doivent être complètement étudiées.		
B.2.4.2	De plus, le concepteur doit montrer que la capacité d'évacuation de la chaleur de chaque échangeur de chaleur entre le système de refroidissement intermédiaire et le système d'eau brute secouru est adéquate pour toutes les conditions d'exploitation normales, incluant les états à l'arrêt, de même que pour les transitoires, incidents et accidents de référence. La fiabilité des dispositifs d'isolement pour les circuits dont les charges calorifiques ne sont pas considérées doit être étudiée en détail.	C1	9.2.1 Circuit d'eau brute secourue (SEC). 9.2.2 Circuit de réfrigération intermédiaire (RRI). 15.2 Etudes d'accidents.
C.1	<p><b>C - PREVENTION DES ACCIDENTS ET CARACTERISTIQUES DE SURETE DE LA TRANCHE</b></p> <p><b>C.1 - REDUCTION DES FREQUENCES DES EVENEMENTS INITIATEURS</b></p> <p>L'objectif de réduction des fréquences des événements initiateurs - comme demandé dans la section <b>A.1.2</b> - implique d'évaluer l'expérience d'exploitation pour augmenter, autant que possible, la fiabilité des systèmes et équipements d'exploitation (par exemple le système d'alimentation normale en eau des générateurs de vapeur) et d'éliminer aussi largement que possible l'apparition de phénomènes pouvant mettre en cause l'intégrité des équipements mécaniques comme les vibrations, la corrosion, la cavitation...</p>	C1	3.6 Systèmes et composants mécaniques. 9.6 Chimie et Radiochimie des Fluides. 10.6 Système d'eau alimentaire principal.
C.1	Le retour d'expérience montre notamment que des dispositions adéquates doivent être mises en œuvre pour maîtriser les phénomènes de fatigue thermique liés au mélange de fluides chauds et froids. Leur adéquation doit être justifiée.	C1	3.6.1 Chargements.
C.1	Des dispositions de conception permettant de réduire les fréquences des événements initiateurs doivent être considérées pour tous les types d'événements qui contribuent à la fréquence totale de fusion du cœur. Il est important de considérer les événements initiateurs pour tous les états d'exploitation, incluant la pleine puissance, la faible puissance, et tous les états d'arrêts pertinents.	C1	15 Etudes des conditions de fonctionnement de référence (PCC). 18 Etudes probabilistes de sûreté. 19 Réduction des risques.

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
C.1	La qualité de la conception, de la fabrication, de la construction, de l'exploitation et de la maintenance doit garantir que les dysfonctionnements conduisant à la mise en service de fonctions de sûreté sont peu probables.	C1	1.6.2 Codes techniques EPR. 3.7.1 Qualification des EIPs aux conditions accidentelles. 13.2 Principes d'exploitation.
C.2.1	<p><b>C.2 - Redondance et diversification</b></p> <p><b>C.2.1 - Critère de défaillance unique et maintenance préventive</b></p> <p>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 postulée peut être active à court et à long termes ou passive à long terme (après 24 heures).</p> <p>Une défaillance unique active est définie comme une défaillance ou une erreur de position suffisante pour empêcher un équipement d'accomplir une fonction de sûreté attendue. Une telle défaillance peut avoir les caractéristiques suivantes :</p> <p>a) dysfonctionnement d'un équipement mécanique ou électrique qui suppose un mouvement mécanique pour accomplir la fonction attendue à la demande (par exemple fonctionnement d'un relais, démarrage d'une pompe, défaillance d'une vanne à l'ouverture ou à la fermeture, etc...),</p> <p>b) dysfonctionnement d'un équipement de contrôle-commande.</p>	C1	3.1.1.2.5.4 Le critère de défaillance unique.
C.2.1	Les conséquences de mises en service intempestives d'équipements dues à des défaillances uniques dans les systèmes de contrôle-commande doivent en particulier être étudiées pour identifier les points faibles, s'il y en a, dans la séparation des équipements redondants et dans les systèmes de contrôle-commande (comme détaillé dans la partie <b>G.3</b> ).	C1	7.1 Principes de conception du contrôle-commande. 7.3 Systèmes de contrôle-commande classés F1. 7.4 Systèmes de contrôle-commande classés F2 et non classés.

	<b>FLAMANVILLE3</b>	Palier EPR	<b>Version Publique</b> — Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE		SECTION	7.1
				CHAPITRE	1	PAGE 105/178
<b>Index</b>	<b>Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée</b>	<b>Conformité EPR</b>	<b>Commentaires</b>			
C.2.1	<p>Certaines défaillances actives uniques peuvent être exclues lors de l'application du critère de défaillance unique pour la conception des systèmes ; de telles exclusions doivent être clairement justifiées par des méthodes appropriées en relation avec des dispositions de conception et d'exploitation précises, tenant compte de l'expérience d'exploitation. Les justifications devraient inclure une analyse des conséquences de la défaillance avec des hypothèses réalistes. De telles exceptions pourraient inclure :</p> <p>a) la défaillance à l'ouverture des clapets des accumulateurs,</p> <p>b) 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 (le comportement de la ligne de vapeur principale remplie d'eau et la quantité de réfrigérant primaire perdue doivent être précisées de même que les conséquences radiologiques possibles).</p>	C1	<p>3.1.2.5.4 Le critère de défaillance unique.</p> <p>3.2 Classement des ouvrages, matériels et systèmes.</p>			
C.2.1	<p>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 :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- une fuite de l'enveloppe sous pression d'un système de fluide ; une telle fuite est, si elle n'est pas détectée et isolée, supposée s'accroître jusqu'au débit correspondant à une rupture totale ;</li> <li>- une autre défaillance mécanique mettant en cause la ligne de débit correspondant au fonctionnement normal d'un système de fluide.</li> </ul> <p>La prise en compte des défaillances passives 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, est acceptable en principe. Cependant, pour chaque système F1, des études de sensibilité doivent être réalisées pour montrer que le cas d'une défaillance unique passive à court terme (avant 24 h) de même que le cas d'un taux de fuite plus grand que 200l/mn (jusqu'à la rupture d'une tuyauterie connectée d'un diamètre intérieur de 50 mm) sont couverts par la prise en compte des défaillances uniques actives ou ne</p>	C1	<p>3.1.1.2.5.4 Le critère de défaillance unique.</p> <p>15.2.1 Etude de la défaillance unique passive.</p>			

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
	<p>conduisent pas à un effet falaise pour ce qui concerne l'efficacité du système ainsi que les conséquences radiologiques.</p> <p>De plus, les fuites possibles à court terme doivent être considérées pour tous les barillets passifs.</p>		
C.2.1	<p>En tout état de cause, le concepteur doit indiquer précisément les mesures de prévention et de limitation des conséquences qu'il mettra en œuvre pour traiter les défaillances passives, y compris les dispositions relatives à la détection et à l'isolement des fuites de même qu'à la reprise de l'eau. Les exigences F1 (à l'exception possible de la redondance) doivent être appliquées aux dispositifs de détection et d'isolement correspondants.</p>	C1	15.2.1 Etude de la défaillance unique passive.
C.2.1	<p>La maintenance préventive est définie comme la mise hors service d'équipements à des moments définis indépendamment de l'apparition de défaillances. Pendant les périodes de maintenance préventive, les équipements concernés sont considérés indisponibles pour la fonction pour laquelle ils ont été conçus.</p> <p>Si la nature de la maintenance préventive est telle que le système peut être remis dans un état opérationnel dans un délai approprié permettant la réalisation de la fonction de sûreté en cas de demande, la partie du système doit être considérée comme disponible.</p>	C1	15.0.2.8 Prise en compte de la maintenance préventive.
C.2.1	<p>Si la maintenance préventive est réalisée au cours des périodes de temps où un système F1 peut être amené à fonctionner à la demande ou est en attente, cette maintenance doit être combinée avec l'application du critère de défaillance unique (au niveau du système pour les systèmes F1A, au niveau de la fonction pour les systèmes F1B), en tenant compte de la capacité nécessaire pour la fonction de sûreté correspondante pendant la situation correspondante. Pour chaque système de sûreté pour lequel des essais périodiques seront réalisés sur un train pendant la maintenance préventive d'un autre train, des mesures appropriées doivent être prises pour éviter l'indisponibilité d'un train d'un système de sûreté pendant les tests.</p>	C1	<p>13.2.4.2.2 Indisponibilisation pour maintenance préventive.</p> <p>13.2.4.2.3 Mise en oeuvre de la maintenance préventive des systèmes</p>

	FLAMANVILLE3	Palier EPR	Version Publique — Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE		SECTION	7.1
				CHAPITRE	1	PAGE 107/178

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
C.2.1	Des inter-connections entre les trains d'alimentation en courant électrique alternatif de puissance ne devraient être permises que pour la maintenance et seulement entre deux des quatre trains (trains 1 et 2 d'un côté, trains 3 et 4 de l'autre côté). Pendant le fonctionnement en puissance, la maintenance ne devrait pas être réalisée sur plus d'un train au même moment.	C1	8.3 Alimentation électrique de l'îlot nucléaire.
C.2.2	<p><b>C.2.2 - Etude probabiliste de sûreté et diversification</b></p> <p>Les possibilités de défaillances de cause commune doivent être éliminées autant que possible par une conception et des règles d'installation des équipements adéquates, incluant par exemple le choix d'équipements diversifiés.</p> <p>Il faut noter que, pour des événements initiateurs fréquents, l'exigence de fiabilité d'une fonction de sûreté est telle que deux systèmes ou équipements diversifiés pourraient s'avérer nécessaires.</p>	C1	<p>7.1 Principes de conception du contrôle-commande.</p> <p>8.3 Alimentation électrique de l'îlot nucléaire.</p> <p>18 Etudes probabilistes de sûreté.</p>
C.2.2	Pour déterminer la combinaison adéquate de redondance et de diversification des systèmes de sûreté, le concepteur peut, comme indiqué dans la section <b>A.2.6</b> , utiliser des objectifs probabilistes en tant que valeurs d'orientation ; dans ce cas, des valeurs d'orientation de $10^{-6}$ par an pour les probabilités de fusion du cœur due aux événements internes respectivement pour les états en puissance et les états d'arrêt pourraient être utilisées, en gardant à l'esprit la nécessité de considérer les incertitudes associées.	C1	18.0.5.1 Cibles probabilistes pour la vérification de la conception liées au risque de fusion du cœur.
C.2.2	Pour la réalisation des études probabilistes de sûreté, la liste des événements initiateurs doit être aussi complète que possible, même pour la première étude au stade de la conception ; elle doit au moins traiter toutes les séquences déjà étudiées dans les études probabilistes de sûreté françaises, y compris les événements dans les états d'arrêt, même avec des estimations très grossières de leurs fréquences dans une première étape.	C1	18.1.2.1.3 Initiateurs.

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
C.2.2	<p>L'utilisation de modèles simplifiés et de données génériques de même que la limitation des calculs à une durée de 24 heures peuvent être suffisantes pour fournir des indications valables dans une première étape pour la conception des centrales électronucléaires de puissance de la prochaine génération.</p> <p>Néanmoins, même au stade de la conception, il serait approprié d'étudier des événements spécifiques qui pourraient survenir après 24 heures (par exemple le remplissage d'un réservoir) dans le but de montrer l'absence d'effet falaise.</p>	C1	<p>18.1.2 Identification des dispositions et des séquences fonctionnelles RRC-A.</p> <p>19.1.0 Hypothèses et exigences de l'analyse de sûreté RRC-A.</p> <p>19.1.2 Présentation des dispositions et conditions de fonctionnement RRC-A.</p>
C.2.2	<p>En particulier, une attention appropriée doit être portée aux agressions externes qui nécessiteraient de longs temps de fonctionnement pour certains systèmes.</p>	C1	<p>18.3 Etudes probabilistes de sûreté agressions.</p>
C.2.2	<p>Concernant les défaillances de cause commune, le concepteur doit considérer ce type de défaillances pour les parties de composants à l'intérieur d'un système et étudier les possibilités de défaillances de cause commune entre systèmes différents.</p> <p>Il ne serait pas approprié d'exclure a priori les possibilités de défaillances de cause commune pour les équipements en fonctionnement continu et dans le même état de fonctionnement avant et pendant l'accident, ou pour les équipements appartenant à une large population de composants identiques exploités dans des conditions similaires. De telles exclusions doivent être traitées au cas par cas. En particulier, des défaillances de fonctionnement de cause commune durant le temps nécessaire à la mission doivent être considérées pour des pompes identiques appartenant au même système et remplissant la même fonction dans les mêmes conditions, .</p>	C1	<p>18 Etudes probabilistes de sûreté.</p> <p>La fiche réponse ENFCFF100384, transmise par courrier ECEP110273, dans le cadre de la Position/Action Action n°ACNEN-2008-002 / Point DCC inter-systèmes, répond à la présente directive.</p>
C.2.2	<p>Les indisponibilités dues à la maintenance doivent être étudiées dès le début de la phase de conception, en particulier si des opérations de maintenance sont prévues tranche en puissance. L'influence possible d'erreurs humaines durant la maintenance et les essais doit être étudiée au stade de la conception. La maintenance préventive doit être considérée de manière réaliste ; les indisponibilités dues à la maintenance</p>	C1	<p>13.2.4.2.3 Mise en oeuvre de la maintenance préventive des systèmes.</p>

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
	préventive ne devraient pas conduire à une part importante de la fréquence globale de fusion du cœur.		
C.2.2	D'un autre côté, il est souligné que des délais maximaux de réparation avant l'arrêt du réacteur doivent être spécifiés pour les composants des systèmes de sûreté ; à cette fin, les études probabilistes peuvent aussi être utilisées, en tenant compte des valeurs d'orientation définies ci-dessus, avec une attention appropriée aux incertitudes associées. Les délais maximaux de réparation doivent aussi être cohérents avec « l'élimination pratique » des situations accidentelles qui conduiraient à des rejets précoces importants.	C1	18 Etudes probabilistes de sûreté. 19.2.4 Situations pratiquement éliminées. Chapitre III des RGE : Spécifications techniques d'exploitation du réacteur (STE).
C.2.2	La fiabilité humaine est particulièrement difficile à traiter au stade de la conception, puisque les facteurs humains dépendent fortement des caractéristiques spécifiques d'exploitation des tranches qui ne sont pas définies à ce stade (procédures, organisation, ...). La première estimation peut n'être que très grossière.	C1	18.1.1.2.3 Prise en compte du facteur humain.
C.2.2	Il est à signaler qu'il n'est pas possible d'évaluer les avantages dus à l'amélioration des interfaces homme-machine sans des résultats expérimentaux. Un programme de recueil de données doit être défini dès que possible.	C1	17.2 Programme d'ingénierie des facteurs humains.
C.2.2	Les hypothèses, critères et données doivent être justifiés. Les données de fiabilité doivent être mises à jour et complètes, en considérant en particulier l'expérience d'exploitation française et allemande ; dans ce domaine, une attention particulière doit être portée aux défaillances de cause commune aussi bien qu'aux systèmes de contrôle-commande (matériels et logiciels).	C1	18.1.1.2.1.4 Défaillance de cause commune. 18.1.1.2.2 Prise en compte du contrôle commande.
C.2.2	Les incertitudes concernant les données de fiabilité, les défaillances de cause commune et la fiabilité humaine doivent être traitées au stade de la conception en réalisant des études de sensibilité.	C1	18 Etudes probabilistes de sûreté. Dans le cadre des notes de synthèse EPS Niv1, une analyse de l'incertitude globale du résultat aux données de fiabilité des matériels et des missions opérateur (en prenant un facteur d'incertitude

	FLAMANVILLE3	Palier EPR	Version Publique — Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE		SECTION	7.1
				CHAPITRE	1	PAGE 110/178
Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires			
			élevé) est réalisée et est présentée dans ECESN121123A transmise par courrier ECESN121212.			
C.2.2	Le concepteur doit aussi évaluer soigneusement les fréquences des séquences conduisant à la fusion du cœur alors que le système d'évacuation de la chaleur hors de l'enceinte de confinement est indisponible et les conséquences correspondantes, en tenant compte des actions possibles des opérateurs. Les séquences avec des fuites initiales de l'enceinte de confinement doivent aussi être étudiées.	C1	18.2 Etudes probabilistes de sûreté niveau 2.			
C.3	<p><b>C.3 - Facteurs humains</b></p> <p>Comme indiqué dans la section <b>A.2.3</b>, un programme complet d'ingénierie des facteurs humains doit être mis en œuvre. Les sujets suivants devraient être traités dans ce programme, selon un processus itératif autant que nécessaire :</p> <p>a) <u>description et analyse des tâches</u> : ceci couvrirait systématiquement les interactions entre les hommes et les équipements de même que les interactions entre hommes, pour toutes les activités d'exploitation, de maintenance, de réparation et de tests. Dans une première étape, les données seraient collectées de préférence par une observation directe de ces activités dans des tranches existantes, complétée par des interviews et plus tard par des essais sur des maquettes et des simulateurs ;</p> <p>b) <u>allocation de fonctions aux équipements et aux hommes</u> : ceci conduirait notamment à une liste justifiée de tâches à automatiser, à ne pas automatiser ou à partager dans une coopération homme-machine ;</p> <p>c) <u>conception des interfaces</u> : ceci couvrirait la définition des informations à présenter, leur organisation et leur mise en place, en particulier dans la salle de commande principale où une vision globale de l'état réel de la tranche est nécessaire, le système d'alarmes, les moyens de communication pour les différents types d'activités, l'environnement de travail et les moyens de conduite à fournir aux opérateurs ; une attention particulière serait portée à la station de repli définie dans la partie <b>G.3</b> de</p>	C1	<p>a) 17.2.2 Contenu du programme d'ingénierie des facteurs humains.</p> <p>b) 17.3.1.3 Automatisation.</p> <p>c) 17.3 Principes de conception de l'interface Homme-Machine.</p> <p>c) 17.4 Système de l'interface Homme-Machine.</p> <p>d) 17.2.2.3.3 Evaluation des spécifications : pronostic des actions futures et ajustements.</p> <p>e) 17.3.2.2.3 Niveau de guidage.</p> <p>f) 17.3 Principes de conception de l'interface Homme-Machine.</p>			

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
	<p>même qu'aux autres emplacements de travail en dehors de la salle de commande principale;</p> <p>d) <u>organisation des équipes de conduite</u> : ceci couvrirait la définition du nombre requis et des compétences nécessaires pour le personnel, pour en déduire des critères de sélection et des programmes de formation, de même que l'organisation des équipes avec une claire répartition des responsabilités ;</p> <p>e) <u>développement du "guidage" des opérateurs</u>, incluant une documentation et des procédures adéquates ; des procédures informatisées devraient être développées d'une manière cohérente et intégrée avec les autres interfaces utilisées par les opérateurs ;</p> <p>f) <u>vérification et validation</u> : des ajustements devraient être mis en œuvre en fonction des résultats du processus de vérification et de validation tenant compte des évaluations de la fiabilité humaine dans toutes les phases de conception.</p> <p>Un sujet spécifique concerne le système d'alarme pour lequel le concepteur doit considérer les situations de maintenance, de réparation et d'essais et définir des critères pour la hiérarchisation des alarmes à un stade précoce de la conception. Une telle hiérarchisation ne doit pas empêcher la possibilité de réaliser des tests de cohérence des alarmes qui apparaissent.</p>		
C.4.1	<p><b>C.4 - Radioprotection des travailleurs et des personnes du public</b></p> <p><b>C.4.1 - Radioprotection en exploitation normale</b></p> <p>Pour la mise en œuvre de l'approche ALARA pour les tranches électronucléaires de puissance de la prochaine génération (comme demandé au paragraphe <b>A.2.7.1</b>), une évaluation détaillée du retour d'expérience existant est nécessaire.</p>	C1	<p>12.2 Définition des sources radioactives du circuit primaire.</p> <p>12.4 Prévisionnel dosimétrique.</p>
C.4.1	<p>Cette évaluation concernerait notamment :</p>	C1	<p>12.2.2 Dépôts en produits de corrosion activés.</p>

	FLAMANVILLE3	Palier EPR	Version Publique — Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE			SECTION	7.1
				CHAPITRE	1	PAGE	112/178
Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires				
	<ul style="list-style-type: none"> <li>· les débits de dose à proximité du système de refroidissement du réacteur pendant les arrêts, avec les contributions respectives des dépôts de produits de corrosion (<math>^{58}\text{Co}</math>, <math>^{60}\text{Co}</math>, <math>^{124}\text{Sb}</math>) ;</li> <li>· les blindages dans le bâtiment du réacteur et les bâtiments auxiliaires.</li> </ul>		12.3 Moyens mis en oeuvre pour la radioprotection.				
C.4.1	Concernant le choix des matériaux, il serait judicieux, pour les tranches électronucléaires de puissance de la prochaine génération, de réduire autant que possible l'utilisation de stellites et d'antimoine et de sélectionner des matériaux ayant un faible taux d'impuretés de cobalt. Le choix de l'alliage des tubes des générateurs de vapeur doit aussi être justifié par le concepteur, en tenant compte du retour d'expérience relatif aux niveaux d'activité correspondants dans le système de refroidissement du réacteur de même que de la prévention de la corrosion du côté primaire et du côté secondaire.	C1	12.4 Prévisionnel dosimétrique. 12.4.2.3.2.4 Chantier Générateur de Vapeur. 5.4.2.5.1 Pièces de l'enceinte sous pression.				
C.4.1	Concernant les blindages, il serait approprié de retenir des valeurs d'activité de dimensionnement pour les produits de fission et les produits de corrosion dans le système de refroidissement du réacteur de manière plus réaliste que pour les tranches existantes, en considérant le retour d'expérience de façon appropriée. Ces activités, avec les spectres correspondants, doivent être spécifiées par le concepteur ; toutes les sources pertinentes d'irradiation doivent être prises en compte (rayonnements neutronique et gamma autour de la cuve du réacteur, $^{16}\text{N}$ autour du système de refroidissement du réacteur...).	C1	12.2 Définition des sources radioactives du circuit primaire.				
C.4.1	<p>Les points suivants doivent aussi être spécifiés par le concepteur :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- le taux de purification du réfrigérant primaire en exploitation normale et en arrêt à froid,</li> <li>- les dispositions de conception prises pour éviter ou limiter autant que possible les zones où des dépôts de produits de corrosion pourraient s'accumuler,</li> <li>- les traitements de surface (tels que le polissage électrolytique) appliqués à des parties du circuit primaire ou de la piscine du réacteur,</li> </ul>	C1	12.2.3.2 Contrôle volumétrique et chimique du circuit primaire (RCV). 12.3 Moyens mis en oeuvre pour la radioprotection. 12.4 Prévisionnel dosimétrique.				

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
	<ul style="list-style-type: none"> <li>- les dispositions considérées pour faciliter les opérations de décontamination,</li> <li>- les dispositions de conception pour l'utilisation de robots,</li> <li>- les dispositions de conception pour faciliter le travail dans le bâtiment de confinement, en réduisant les durées de travail et en accroissant les distances entre les sources radioactives et les travailleurs.</li> </ul>		12.4.2.3 Etablissement de la dose optimisée. 20 Mise à l'arrêt et démantèlement.
C.4.1	De plus, l'impact radiologique des tâches réalisées dans le bâtiment du réacteur pendant l'exploitation en puissance doit être précisément étudié par le concepteur.	C1	12.4 Prévisionnel dosimétrique.
C.4.2.1	<p><b>C.4.2 - Effluents radioactifs, réduction des déchets et démantèlement</b></p> <p><b>C.4.2.1 - Réduction des déchets et démantèlement</b></p> <p>Le concepteur doit préciser comment il prendra en compte l'objectif de réduction des effluents et des déchets radioactifs indiqué au paragraphe <b>A.2.7.2</b> dans le cadre d'un processus d'optimisation. Ceci implique une évaluation détaillée du retour d'expérience existant. Les points suivants doivent notamment être traités :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>· les spécifications des matériaux pour les composants qui sont en contact avec le réfrigérant primaire ;</li> </ul>	C1	1.6.2 Codes techniques EPR. 3.6.2 Référentiel de conception des matériels mécaniques de l'EPR de conception et de réalisation Q1, Q2 ou Q3. 20.1.1 Réduction de l'activation.
C.4.2.1	<ul style="list-style-type: none"> <li>· la chimie du réfrigérant du réacteur (avantages et inconvénients de modifications possibles de cette chimie) ;</li> </ul>	C1	9.6 Chimie et radiochimie des fluides.
C.4.2.1	<ul style="list-style-type: none"> <li>· les dispositions permettant de réduire les dépôts de produits de corrosion qui sont ou peuvent être activés par leur passage à travers le cœur du réacteur ; ceci s'applique en particulier aux dépôts sur les assemblages de combustible et les structures entourant le cœur du réacteur ;</li> </ul>	C1	9.6 Chimie et radiochimie des fluides. 20.0.4 Principes de conception.
C.4.2.1	<ul style="list-style-type: none"> <li>· les procédés de traitement des effluents radioactifs liquides et gazeux, de même que des déchets radioactifs solides en fonction des caractéristiques des différents types d'effluents et de déchets, en tenant compte des situations plausibles telles que les ruptures de gaines.</li> </ul>	C1	9.3.2 Système de contrôle volumétrique et chimique (RCV). 9.3.3 Traitement des effluents primaires.

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
			11.1 Effluents radioactifs. 11.3 Estimation des effluents et déchets.
C.4.2.1	Certains choix de matériaux déjà demandés dans la section <b>C.4.1</b> pour des raisons de radioprotection (tels que la réduction autant que possible de l'utilisation de stellites et d'antimoine et le choix de matériaux avec un faible taux d'impuretés de cobalt) présenterait aussi des avantages pour ce qui concerne la gestion des déchets radioactifs. Un autre point relatif au choix des matériaux est la production de radionucléides à vie longue qui doit être considérée en relation avec le devenir ultime des déchets.	C1	11.3 Estimation des effluents et déchets.
C.4.2.1	Il est aussi essentiel de faire une claire distinction au stade de la conception entre les zones à déchets conventionnels à l'intérieur desquelles les déchets produits ne sont pas susceptibles d'être contaminés ou activés et les zones à déchets nucléaires à l'intérieur desquelles les déchets produits sont susceptibles d'être contaminés ou activés ; l'extension des zones à déchets nucléaires devrait être minimisée par une conception adéquate.	C1	Les plans de zonage propreté-déchets prévoient des zones séparées pour les déchets conventionnels et les déchets nucléaires.
C.4.2.1	Concernant le démantèlement, des dispositions adéquates doivent être mises en place au stade de la conception pour faciliter les travaux correspondants. En particulier, il serait judicieux d'installer les gros composants de telle manière qu'ils puissent être démontés et transportés en vue d'un traitement ultérieur ; il faut se soucier des moyens de manutention, des modalités d'évacuation et des protections biologiques nécessaires. De plus, des dispositions permettant le nettoyage et la décontamination in situ devraient être considérées lors de la conception et de l'installation des systèmes et des cuves.	C1	20 Mise à l'arrêt et démantèlement.
C.4.2.2	<b>C.4.2.2 - Systèmes de traitement des effluents</b>	C1	11.2 Systèmes de traitement des effluents radioactifs liquides.

	FLAMANVILLE3	Palier EPR	Version Publique — Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE		SECTION	7.1
				CHAPITRE	1	PAGE 115/178
Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires			
	<p>En relation avec l'objectif indiqué au paragraphe <b>A.2.7.2.</b> et rappelé dans la section précédente, le concepteur doit spécifier les points suivants relatifs aux systèmes de traitement des effluents :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>· la politique de gestion des effluents radioactifs gazeux et liquides dans la tranche ;</li> </ul>		11.3 Systèmes de traitement des effluents radioactifs gazeux (TEG).			
C.4.2.2	<ul style="list-style-type: none"> <li>· la méthode et les bases de données utilisées pour déterminer les flux de radioactivité à considérer (y compris le C<sup>14</sup>) pour le dimensionnement des systèmes de traitement des effluents. Ces flux de radioactivité doivent couvrir tous les transitoires considérés pour la conception de la tranche (exploitation normale, y compris les arrêts de tranche et le suivi de charge, autres transitoires de référence). La gestion des effluents qui pourraient résulter des incidents et accidents de référence doit aussi être prise en compte ;</li> </ul>	C1	11.1 Effluents radioactifs.			
C.4.2.2	<ul style="list-style-type: none"> <li>· la démonstration de l'identification de tous les rejets radioactifs et chimiques envisageables et le caractère adéquat de leur suivi.</li> </ul>	C1	11 Effluents et déchets. 11.1.6 Modalités de rejets des effluents radioactifs.			
D.1	<p><b>D - MAITRISE DES TRANSITOIRES, INCIDENTS ET ACCIDENTS DE REFERENCE</b></p> <p><b>D.1 - Liste des transitoires, incidents et accidents de référence</b></p> <p>Comme indiqué dans la section <b>A.1.4.</b>, des transitoires, incidents et accidents de référence affectant la tranche doivent être considérés pour démontrer la sûreté du réacteur.</p> <p>La définition des transitoires, incidents et accidents de référence à étudier comprend plusieurs étapes :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>· Identification des évènements initiateurs possibles qui pourraient conduire à un relâchement de substances radioactives à l'intérieur ou à l'extérieur de la tranche ;</li> <li>· exclusion d'évènements initiateurs simples qui font l'objet d'une prévention suffisante par des dispositions de conception et d'exploitation ;</li> </ul>	C1	15.0 Hypothèses et exigences pour les études de conditions de fonctionnement de référence (PCC).			

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
	· regroupement de tous les autres événements identifiés de manière à définir un nombre limité de transitoires, incidents et accidents de référence de telle sorte que les conséquences de chaque événement de référence enveloppent celles du groupe d'événements correspondant.		
D.1	Une attention appropriée doit être portée aux transitoires, incidents et accidents de référence survenant dans les états d'arrêt, en tenant compte des conditions de fonctionnement spécifiques associées, notamment la possible indisponibilité de certaines des barrières et de certains des systèmes de sûreté.	C1	15.0.1.3 Liste des conditions de fonctionnement de référence (PCC). 15.2 Etudes d'accidents.
D.1	Une attention spécifique doit aussi être portée aux événements initiateurs qui pourraient conduire à un bipasse de la barrière constituée par l'enceinte de confinement, y compris des défaillances d'isolement dans les systèmes connectés au circuit primaire et traversant l'enceinte de confinement de même que les ruptures de tubes de générateurs de vapeur.	C1	6.2.1 Exigences relatives à la Fonction confinement et description fonctionnelle. 15.2 Etudes d'accidents. 18.1.2 EPS N1 : Compléments SF RRA et séquences élémentaires associées. 19.2.4.5 Prévention des bipsasses de l'enceinte de confinement.
D.1	Il est approprié de classer les transitoires, incidents et accidents de référence selon les fréquences estimées des groupes d'événements initiateurs qu'ils enveloppent ; ceci implique la définition de quatre catégories de conditions de fonctionnement de référence de la tranche depuis l'exploitation normale et les transitoires jusqu'aux incidents et accidents.	C1	15.0.1 Domaine couvert.
D.1	Pour chaque catégorie de conditions de fonctionnement de référence, la liste des événements initiateurs, les hypothèses, règles et critères associés doivent être précisés par le concepteur.	C1	15.0.1.3 Liste des conditions de fonctionnement de référence (PCC). 15.0.2 Règles d'étude pour les conditions de fonctionnement de référence (PCC) hors piscine de désactivation.

	FLAMANVILLE3	Palier EPR	Version Publique — Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE		SECTION	7.1
				CHAPITRE	1	PAGE 117/178
Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée		Conformité EPR	Commentaires		
				15.2 Etudes d'accidents.		
D.1	Pour la définition des événements initiateurs d'origine interne à considérer pour la tranche, il peut être utile de distinguer différents états du réacteur.		C1	15.0.1.2 Etat standard du réacteur.		
D.1	<p>La liste des conditions de fonctionnement de référence à traiter dans la démonstration de sûreté des tranches électronucléaires de la prochaine génération peut être largement déduite de l'expérience des tranches existantes, en l'adaptant à la conception plus détaillée considérée comme acceptable dans les présentes directives techniques. Dans la liste préliminaire présentée ci-après, quand aucun état du réacteur n'est mentionné, la condition de fonctionnement correspondante doit être étudiée dans l'état A pour le niveau de puissance le plus pénalisant.</p> <p><b>Exploitation normale : conditions de fonctionnement de catégorie 1 (PCC 1)</b></p> <p>Les conditions d'exploitation normale incluent les situations qui sont maîtrisées par les systèmes d'exploitation, tels que la montée en température et le refroidissement du réacteur, les échelons de puissance, les rampes de montée en charge... Pour ces situations, la tranche est maintenue dans les limites définies par ses spécifications techniques (notamment pour ce qui concerne la disponibilité des systèmes et le nombre d'occurrences).</p>		C1	15.0.1.3.1 Conditions de fonctionnement de catégorie 1 (PCC-1 : transitoires d'exploitation normale).		
D.1	<p><b>Transitoires de référence : conditions de fonctionnement de catégorie 2 (PCC 2)</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>· arrêt d'urgence (intempestif)</li> <li>· dysfonctionnement du système d'alimentation en eau des générateurs de vapeur conduisant à une réduction de la température de l'eau d'alimentation,</li> <li>· dysfonctionnement du système d'alimentation en eau des générateurs de vapeur conduisant à un accroissement du débit d'eau d'alimentation,</li> <li>· accroissement excessif du débit de vapeur secondaire,</li> </ul>		C1	15.0.1.3.2 Conditions de fonctionnement de catégorie 2 (PCC-2 : transitoires de référence).		

	<b>FLAMANVILLE3</b>	Palier EPR	<b>Version Publique</b> — Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE			SECTION	7.1
				CHAPITRE	1	PAGE	118/178
<b>Index</b>	<b>Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée</b>	<b>Conformité EPR</b>	<b>Commentaires</b>				
	<ul style="list-style-type: none"> <li>· déclenchement de la turbine,</li> <li>· fermeture intempestive d'une vanne principale d'isolement de la vapeur ,</li> <li>· perte du vide au condenseur,</li> <li>· perte des alimentations électriques externes de courte durée (<math>\leq 2</math> heures) (états A, C, D),</li> <li>· perte du débit d'alimentation normale en eau des générateurs de vapeur (perte de toutes les pompes principales d'alimentation en eau et de la pompe du système de démarrage et d'arrêt),</li> <li>· perte d'une pompe primaire principale sans arrêt d'urgence partiel,</li> <li>· retrait incontrôlé d'un groupe de grappes de contrôle (état A),</li> <li>· désalignement d'une grappe de contrôle, jusqu'à la chute de la grappe, sans tenir compte des dispositifs de limitation,</li> <li>· démarrage d'une boucle primaire à l'arrêt à une température incorrecte,</li> <li>· dysfonctionnement du système de contrôle volumétrique et chimique conduisant à une diminution de la concentration en bore du circuit primaire (états A à E),</li> <li>· dysfonctionnement du système de contrôle volumétrique et chimique conduisant à une augmentation ou une diminution de l'inventaire en eau du circuit primaire,</li> <li>· transitoire de pression primaire (aspersion intempestive dans le pressuriseur, chauffage intempestif du pressuriseur),</li> <li>· abaissement incontrôlé du niveau d'eau dans le circuit primaire pendant un fonctionnement à mi-boucles (états C ou D),</li> <li>· perte d'un train du système de refroidissement à l'arrêt pendant un fonctionnement à mi-boucles (états C,D).</li> </ul>						

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
D.1	<p><b>Incidents de référence : conditions de fonctionnement de catégorie 3 (PCC 3)</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>· petite brèche d'une tuyauterie du système d'alimentation en eau des générateurs de vapeur ou d'une tuyauterie de vapeur,</li> <li>· perte des alimentations électriques externes de longue durée (&gt; 2 heures) (état A),</li> <li>· ouverture intempestive d'une soupape de sûreté du pressuriseur,</li> <li>· ouverture intempestive d'une ligne de décharge ou d'une soupape de sûreté d'un générateur de vapeur (état A),</li> <li>· petite brèche primaire (états A, B),</li> <li>· rupture d'un tube de générateur de vapeur (un seul tube),</li> <li>· fermeture intempestive de toutes les vannes principales d'isolement de la vapeur,</li> <li>· chargement et exploitation intempestifs d'un assemblage de combustible dans une position inappropriée,</li> <li>· réduction forcée du débit primaire (4 pompes),</li> <li>· défaillances dans les systèmes de traitement des effluents liquides ou gazeux,</li> <li>· retrait incontrôlé d'un groupe de grappes de contrôle (états B à D),</li> <li>· retrait incontrôlé d'une grappe ,</li> <li>· rupture d'une ligne transportant du réfrigérant primaire en dehors de l'enceinte de confinement (par exemple ligne d'échantillonnage).</li> </ul>	C1	15.0.1.3.3 Conditions de fonctionnement de catégorie 3 (PCC-3 : incidents de référence).
D.1	<p><b>Accidents de référence : conditions de fonctionnement de catégorie 4 (PCC 4)</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>· perte des alimentations électriques externes de longue durée (&gt; 2 heures) (état C),</li> <li>· rupture d'une tuyauterie de vapeur (états A, B),</li> </ul>	C1	15.0.1.3.4 Conditions de fonctionnement de catégorie 4 (PCC-4 : accidents de référence).

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
	<ul style="list-style-type: none"> <li>· rupture d'une tuyauterie d'alimentation en eau des générateurs de vapeur (états A, B)</li> <li>· ouverture intempestive d'une ligne de décharge ou d'une soupape de sûreté d'un générateur de vapeur (état B),</li> <li>· éjection d'une grappe de commande (états A, B),</li> <li>· brèche intermédiaire ou grosse brèche du circuit primaire (jusqu'à la rupture de la ligne d'expansion du pressuriseur dans les états A et B),</li> <li>· petite brèche primaire (jusqu'à un diamètre de 50 mm, dans les états C et D),</li> <li>· brèche du circuit de refroidissement à l'arrêt à l'extérieur de l'enceinte de confinement (jusqu'à 250 mm de diamètre, dans les états C et D),</li> <li>· grippage d'une pompe primaire (rotor bloqué),</li> <li>· rupture d'un arbre de pompe primaire,</li> <li>· rupture de deux tubes d'un générateur de vapeur,</li> <li>· accident de manutention du combustible,</li> <li>· dilution du bore due à une rupture non isolable d'un tube d'échangeur de chaleur (états A à E).</li> </ul>		
D.1	La liste définitive doit être complétée et justifiée par le concepteur en tenant compte des remarques suivantes :· si une condition de fonctionnement considérée en PCCn pour l'état en puissance est déclassée en PCCn +1 pour les états d'arrêt, ce déclasserment doit être justifié au cas par cas sur la base de la fréquence estimée de l'événement initiateur dans les états d'arrêt ;· les catégories de certaines conditions de fonctionnement telles que l'"ouverture intempestive d'une soupape de sûreté d'un générateur de vapeur (état A)" ou la »dilution du bore due à une rupture non isolable	C1	15.0.1.3 Liste des conditions de fonctionnement de référence (PCC).

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
	<p>d'un tube d'échangeur de chaleur (états A à E)" doivent être justifiées précisément sur la base de la conception détaillée des équipements correspondants ;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>· l'ouverture intempestive du dispositif de dépressurisation dédié (décrit au paragraphe <b>B.2.3.6</b>) doit être introduite dans la liste des conditions de fonctionnement à moins qu'une justification précise puisse être présentée ;</li> <li>· les tailles des petites brèches primaires en PCC 3 doivent être spécifiées et justifiées ;</li> <li>· le cas spécifique d'une petite brèche primaire à l'endroit le plus défavorable par rapport à l'injection par le système d'injection de bore supplémentaire, survenant en même temps qu'un aggravant unique sur le train non affecté de ce système, doit être étudié ;</li> <li>· l'éjection d'une grappe de contrôle doit être considérée dans l'état C à moins que le concepteur ne fournisse des justifications adéquates ;</li> <li>· l'approche pour les événements initiateurs internes survenant en dehors du bâtiment du réacteur, notamment dans la piscine du combustible usé, doit être précisée et justifiée (voir la partie <b>G.1</b>) ;</li> </ul>		
D.1	<p>Concernant les bâtiments auxiliaires qui contiennent des systèmes avec des substances radioactives, des études d'accidents doivent être incluses dans les catégories de fonctionnement et menées avec les règles correspondantes. Dès lors que la disposition des systèmes dans ces bâtiments est telle que les lignes à haute énergie sont séparées de celles qui transportent de la radioactivité, la défaillance des équipements contenant de la radioactivité peut en principe être étudiée uniquement en tant qu'évènement initiateur possible ;</p>	C1	15.2 Etudes d'accidents.
D.1	<ul style="list-style-type: none"> <li>· concernant les dilutions homogènes du bore dans le circuit primaire, les scénarios retenus pour les études d'accident, de même que leur classement dans les catégories de conditions de fonctionnement, doivent être justifiés sur la base d'une identification</li> </ul>	C1	15.2 Etudes d'accidents. 19.1.3 Séquences RCC-A.

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
	exhaustive des événements initiateurs pouvant être à l'origine d'une dilution, avec les débits correspondants, et une évaluation de leurs vraisemblances respectives ;		19.1.3.Fsm Dilution homogène isolable. 19.2.4.2 Prévention des accidents d'injection rapide de réactivité.
D.1	· l'exclusion des brèches intermédiaires du circuit primaire dans l'état B2 quand les accumulateurs sont isolés doit aussi être précisément justifiée ;	C1	15.2 Etudes d'accidents.
D.1	· un mode de fonctionnement avec seulement trois pompes primaires nécessiterait l'évaluation des études d'accident correspondantes.	C1	Ce mode de fonctionnement n'est pas retenu pour EPR FA3. La perte d'une GMPP entraîne le repli de la tranche sous couvert des STE (chapitre III des RGE).
D.1	· Les études probabilistes de sûreté réalisées au stade de la conception devront aussi être utilisées pour vérifier et ajuster la liste présentée ci-dessus.	C1	15.0 Hypothèses et exigences pour les études de fonctionnement de référence. 18 Etude Probabiliste de Sûreté.
D.2	<b>D.2 - Règles d'analyse de sûreté et critères d'acceptation</b> Pour les différents transitoires, incidents et accidents de référence, des règles doivent être appliquées pour la démonstration de sûreté et des critères techniques de découplage appropriés doivent être respectés avec des hypothèses conservatives.	C1	15.0 Hypothèses et exigences pour les études de fonctionnement de référence. 15.1 Caractéristiques de la tranche prises en compte dans les études d'accidents.
D.2	Pour certains transitoires, incidents et accidents de référence, le concepteur doit présenter des études d'accident couvrant toutes les gestions du combustible prévues.	C1	15.1 Caractéristiques de la tranche prise en compte dans les études d'accidents.
D.2	Il doit être vérifié que, pour les différents transitoires, incidents et accidents de référence significatifs du point de vue radiologique, en supposant que les critères techniques correspondants sont respectés, les conséquences radiologiques sont tolérables et cohérentes avec les objectifs généraux de sûreté définis dans la section <b>A.1.1</b> pour les accidents sans fusion du cœur.	C1	15.3 Conséquences radiologiques.

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
D.2.1	<p><b>D.2.1 - Règles d'analyse de sûreté</b></p> <p>La démonstration de sûreté concernant les catégories de conditions de fonctionnement doit tenir compte des règles suivantes : · en principe, seuls des systèmes F1 peuvent être utilisés dans la démonstration de sûreté pour atteindre et maintenir l'état d'arrêt sûr (tel que défini dans la section B.2.1) ; des équipements non F1 ne sont considérés que s'ils ne sont pas favorables pour le transitoire. Cependant, des exceptions très limitées pourraient être acceptées pour des équipements non F1 favorables pour un transitoire si des exigences appropriées sont appliquées à ces équipements. Le concepteur doit fournir une liste complète des équipements correspondants, avec les exigences associées, et la vérification de l'absence d'effet falaise quand ces équipements ne sont pas pris en compte dans la démonstration de sûreté ;</p>	C1	15.0 Hypothèses et exigences pour les études de fonctionnement de référence.
D.2.1	<p>· l'aggravant le plus pénalisant doit être pris en compte. C'est une défaillance unique appliquée à un équipement utilisé pour réaliser la démonstration de sûreté, y compris un équipement non F1 tel que défini ci-dessus, s'il y en a. En particulier :a) le blocage d'une barre de contrôle doit être considéré comme un aggravant possible pour les transitoires, incidents et accidents de référence. Dans la mesure où des dispositions adéquates sont mises en œuvre pour éviter tout blocage d'une barre de contrôle, en portant une attention appropriée au retour d'expérience existant, il n'est pas nécessaire de considérer la simultanéité du blocage d'une barre et d'un autre aggravant ;</p> <p>b) la défaillance à la fermeture d'une vanne de décharge de vapeur principale doit être considérée comme un aggravant possible pour les transitoires de référence tels qu'une dilution homogène et le retrait incontrôlé d'une grappe de contrôle</p> <p>;</p>	C1	15.0 Hypothèses et exigences pour les études de fonctionnement de référence.

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
D.2.1	· la maintenance préventive doit être combinée avec la prise en compte de l'aggravant le plus pénalisant, dans les conditions indiquées dans la section <b>C.2.1</b> ;	C1	15.0 Hypothèses et exigences pour les études de fonctionnement de référence.
D.2.1	· une action manuelle depuis la salle de commande principale peut être supposée intervenir au plus tôt 30 minutes après la première information significative donnée aux opérateurs. Pour une action manuelle en local, en dehors de la salle de commande principale, le délai le plus court à retenir en compte est de une heure.	C1	Ces délais sont respectés dans les études d'accidents du sous-chapitre 15.2.
D.2.1	De plus, les transitoires, incidents et accidents de référence (à l'exception de ceux initiés par une action humaine), doivent être étudiés en supposant la perte des alimentations électriques externes au moment le plus défavorable ; seuls des équipements classés sismiques peuvent être utilisés pour la démonstration de sûreté. Les critères techniques de découplage à respecter sont similaires à ceux des accidents de référence.	C1	15.0 Hypothèses et exigences pour les études de fonctionnement de référence.
D.2.2	<p><b>D.2.2 - Critères d'acceptation</b></p> <p>Les critères techniques de découplage à respecter dans la démonstration de sûreté sont notamment les suivants.</p> <p>Pour les transitoires de référence (PCC 2), l'intégrité des gaines du combustible doit être maintenue. Ceci implique de définir une limite pour le rapport d'échauffement critique, à préciser par le concepteur, et, éventuellement, un critère concernant l'interaction pastille-gaine.</p>	C1	15.0 Hypothèses et exigences pour les études de fonctionnement de référence.
D.2.2	L'appréciation des conséquences d'accidents de réactivité tels que le retrait incontrôlé d'une grappe de contrôle sur le comportement du combustible nécessite des investigations détaillées tenant compte des caractéristiques précises du combustible et du taux de combustion associé.	C1	15.2 Etudes d'accidents.
D.2.2	Pour la rupture de la ligne d'expansion du pressuriseur dans l'état A (PCC 4), la température du point chaud des gaines doit rester inférieure à 1200° C, l'oxydation	C1	15.2 Etudes d'accidents.

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
	maximale des gaines doit rester inférieure à 17% de l'épaisseur des gaines, la quantité d'hydrogène maximale produite doit rester inférieure à 1% de la quantité qui serait produite si toute la partie active des gaines réagissait. Il est aussi nécessaire d'éviter que subsistent pendant une longue durée des conditions de refroidissement du cœur dégradées qui pourraient conduire à un endommagement important du combustible.		Annexe 15 : Codes utilisés pour les études d'accidents du chapitre 15.
D.2.2	D'autres critères techniques de découplage devront être proposés et justifiés par le concepteur, concernant : <ul style="list-style-type: none"> <li>- l'énergie maximale déposée dans le combustible lors de transitoires rapides tels que l'éjection d'une grappe de contrôle (PCC 4),</li> <li>- la possibilité de refroidir le cœur du réacteur à long terme après un accident de perte de réfrigérant primaire,</li> <li>- les nombres maximaux de crayons de combustible pouvant subir un échauffement critique dans les conditions de fonctionnement des catégories 3 et 4,</li> <li>- la température maximale des gaines au point chaud lors de transitoires rapides permettant d'éviter la fragilisation des gaines,</li> <li>- la quantité maximale de combustible fondu dans les conditions de fonctionnement des catégories 3 et 4.</li> </ul>	C1	15.0 Hypothèses et exigences pour les études de fonctionnement de référence.
D.2.2	En outre, l'analyse de sûreté des transitoires, incidents et accidents de référence selon les règles associées doit inclure une évaluation de la protection contre les surpressions des circuits primaires et secondaires avec des critères spécifiques appropriés.	C1	3.6.3 Analyse de la protection contre les surpressions des CPP et CSP en puissance.
D.2.2	Plus généralement, il doit être vérifié que les règles de conception appliquées aux équipements classés utilisés dans la démonstration de sûreté enveloppent avec des marges appropriées les conditions (notamment les sollicitations des équipements mécaniques) résultant des transitoires, incidents et accidents de référence.	C1	15.0 Hypothèses et exigences pour les études de fonctionnement de référence.

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
D.2.2	L'évaluation de sûreté des transitoires, incidents et accidents de référence doit aussi inclure une justification précise du volume des réservoirs du système d'alimentation de secours en eau des générateurs de vapeur en tenant compte de façon appropriée d'un aggravant et de la stratégie de maintenance préventive.	C1	6.6.4.2.2 Evacuation de la puissance résiduelle. 15.2 Etudes d'accidents.
D.2.2	De plus, les exigences de sous-criticité relatives aux états d'arrêt doivent être définies en tenant compte des conditions accidentelles qui pourraient avoir lieu dans ces états.	C1	4.3.1.5 Marge d'arrêt et 4.3.1.6 Sous-criticité
D.2.3	<p><b>D.2.3 - Utilisation de codes de calcul</b></p> <p>Pour chacun des codes de calcul utilisés pour justifier la conception, le concepteur doit préciser sa validation expérimentale et sa qualification et comment les incertitudes restantes sont prises en compte (par exemple études de sensibilité).</p> <p>Ceci s'applique aux codes de calcul utilisés pour les calculs neutroniques et thermohydrauliques relatifs aux transitoires, incidents et accidents de référence, et notamment aux codes de calcul de nouvelle génération (codes de calcul couplés thermohydraulique et neutronique 3 D), de manière à démontrer que les valeurs enveloppes déterminées par les résultats sont réellement conservatives pour l'ensemble complet des études relatives aux conditions de fonctionnement PCC. Ceci s'applique aussi aux codes de calcul utilisés pour déterminer la l'évolution de la puissance résiduelle pour les études des conditions de fonctionnement.</p>	C1	Annexe 15 : Codes utilisés pour les études d'accident du chapitre 15.
D.2.3	Des hypothèses et modèles réalistes peuvent être utilisés pour la démonstration de sûreté relative à la rupture de la ligne d'expansion du pressuriseur dans l'état A (PCC 4) ; mais la conformité des résultats avec les critères d'acceptation doit être prouvée avec un haut niveau de confiance - ce qui implique l'utilisation d'une version figée du code de calcul, qui doit être qualifiée et vérifiée, et une évaluation explicite des incertitudes associées, en combinant les incertitudes élémentaires (modèles du code, effets d'échelle, conditions initiales et conditions aux limites, effets de l'utilisateur, ...).	C1	15.2 Etudes d'accidents. Annexe 15 : Codes utilisés pour les études d'accidents du chapitre 15.

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
	Une autre approche pourrait être l'utilisation de modèles et critères déjà appliqués à des tranches existants de manière conservative.		
D.2.3	Des essais supplémentaires ou une réévaluation d'essais antérieurs pourrait être nécessaire pour des caractéristiques de conception différant de caractéristiques existantes de manière à réduire les incertitudes ; ceci doit être considéré en relation avec l'utilisation d'analyses réalistes.	C1	Annexe 3 : Codes utilisés dans le chapitre 3. Annexe 4 : Codes utilisés dans le chapitre 4. Annexe 15 : Codes utilisés pour les études d'accident du chapitre 15. Annexe 19 : Codes utilisés dans le chapitre 19.
D.2.4	<p><b>D.2.4 - Conséquences radiologiques</b></p> <p>Les conséquences radiologiques envisageables doivent être calculées comme indiqué dans la section <b>A.1.4</b>. Les hypothèses réalistes utilisées pour les calculs doivent être justifiées par le concepteur ; ceci s'applique au spectre de radionucléides considéré pour le calcul des doses et à l'activité des produits de fission dans le réfrigérant primaire (qui doit être déterminée en tenant compte des spécifications techniques d'exploitation) aussi bien qu'à l'entraînement d'iode considéré pour les ruptures de tubes de générateurs de vapeur.</p>	C1	15.3.1 Hypothèses de calcul.
D.2.4	<p>Des conséquences radiologiques doivent en particulier être calculées pour les situations accidentelles dans les états d'arrêt, y compris une rupture guillotine du système de refroidissement à l'arrêt à l'extérieur du bâtiment de confinement de même que pour les situations accidentelles avec une circulation de fluides contaminés de longue durée à l'extérieur du bâtiment de confinement.</p> <p>Les résultats finals de l'étude des transitoires, incidents et accidents de référence significatifs du point de vue radiologique doivent comprendre les doses efficaces pour les membres des groupes critiques de même que la contamination possible des aliments. Il est en particulier souligné que les doses équivalentes à la thyroïde pour les adultes et les enfants sont des indicateurs importants des conséquences</p>	C1	15.2 Etudes d'accidents.

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
	radiologiques de certaines situations accidentelles. Les doses résultant de l'ingestion de nourriture contaminée et du dépôt de substances radioactives doivent être présentées pour différentes distances et différentes durées.		
D.2.4	Dans une première approche, les hypothèses suivantes peuvent être retenues pour la plus grosse brèche primaire à l'intérieur de l'enceinte de confinement <ul style="list-style-type: none"> <li>· taux de rupture de gaine : 10% (cette valeur nécessite des justifications, en tenant compte de la composition et du taux de combustion du combustible),</li> <li>· taux de fuite de l'enceinte de confinement interne : 1% par jour du volume libre de l'enceinte interne de confinement (sans fuite directe vers l'extérieur),</li> <li>· efficacité des filtres de l'espace entre enceintes : 1000 pour l'iode moléculaire et les aérosols, 100 pour l'iode organique.</li> </ul>	C1	15.2 Etudes d'accidents. 15.3 Conséquences radiologiques.
D.2.4	De plus, de manière générale, une étude de sensibilité concernant les conséquences radiologiques des situations accidentelles conduisant à des rejets dans le bâtiment du réacteur doit être réalisée en supposant une petite fuite de l'atmosphère du bâtiment du réacteur vers un bâtiment périphérique, en tenant compte de l'étanchéité et de la capacité de rétention de ce bâtiment périphérique.	C1	15.3.4.6.3. Sensibilité.
E.1.1	<b>E - MAITRISE DES CONDITIONS DE FONCTIONNEMENT AVEC DEFAILLANCES MULTIPLES ET DES ACCIDENTS AVEC FUSION DU COEUR</b>  <b>E.1 - Conditions de fonctionnement avec défaillances multiples</b>  <b>E.1.1 - Prise en compte dans la démonstration de sûreté</b>  En plus des transitoires, incidents et accidents de référence, des conditions de fonctionnement avec défaillances multiples doivent être considérées dans la démonstration de sûreté.	C1	18.1 Etudes probabilistes de sûreté niveau 1. 19.1 Etudes RRC-A.

	FLAMANVILLE3	Palier EPR	Version Publique — Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE		SECTION	7.1
				CHAPITRE	1	PAGE 129/178
Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires			
	Une liste de conditions de fonctionnement avec défaillances multiples, dénommées RRC-A, à étudier de manière déterministe en vue de prendre des dispositions supplémentaires de conception, est présentée au paragraphe E.1.2.1. Les résultats des études probabilistes de sûreté faites au stade de la conception devront être utilisés pour vérifier et ajuster la liste préliminaire des conditions de fonctionnement avec défaillances multiples et pour vérifier le caractère approprié des dispositions supplémentaires prévues.					
E.1.2.1	<p><b>E.1.2 - Analyse déterministe des conditions de fonctionnement RRC-A</b></p> <p><b>E.1.2.1 - Liste des RRC-A</b></p> <p>La liste ci-après de conditions de fonctionnement avec défaillances multiples à traiter dans la démonstration de sûreté des tranches électronucléaires de la prochaine génération est déduite de l'expérience des tranches existantes, adaptée au concept plus précis considéré comme acceptable dans les présentes directives techniques.</p>	C1	<p>18.1.2.4 Dispositions RRC-A retenues vis-à-vis du risque de fusion du coeur.</p> <p>19.1.0 Hypothèses et exigences pour l'analyse de sûreté (RRC-A).</p>			
E.1.2.1	<p>Quand aucun état du réacteur n'est mentionné, cela signifie que la condition de fonctionnement correspondante doit être étudiée dans l'état A pour le niveau de puissance le plus pénalisant. Conditions de fonctionnement avec défaillances multiples : Catégorie de Réduction du Risque A (RRC-A)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>· perte totale des alimentations électriques : perte des alimentations électriques externes cumulée à la défaillance des 4 diesels principaux (état A et exploitation à mi-boucles dans l'état C ou D),</li> <li>· perte des systèmes de refroidissement intermédiaire et d'eau brute secouru (état A et exploitation à mi-boucle dans l'état C ou D),</li> <li>· perte totale de l'alimentation en eau des générateurs de vapeur (perte du système d'alimentation principale en eau, du système de démarrage et d'arrêt et du système d'alimentation de secours),</li> </ul>	C1	<p>18.1.2 EPS N1 : Compléments SF RRA et séquences élémentaires associées.</p> <p>19.1.3 Séquences RCC-A.</p>			

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
	<ul style="list-style-type: none"> <li>· petite brèche primaire (jusqu'à 50 mm de diamètre) et perte des trains du système d'injection de sécurité à moyenne pression (perte des pompes ou perte du refroidissement partiel du secondaire) (états A et C)</li> <li>· petite brèche primaire (jusqu'à 50 mm de diamètre) et perte du système d'injection de sécurité à basse pression (états A et C)</li> <li>· petite brèche primaire et perte simultanée des systèmes de refroidissement intermédiaire et d'eau brute secourue,</li> <li>· transitoires avec défaillance de l'arrêt d'urgence,</li> <li>· rupture de plusieurs tubes de générateurs de vapeur (jusqu'à 10 tubes dans un générateur de vapeur),</li> <li>· rupture d'une tuyauterie de vapeur et rupture simultanée de tube de générateur de vapeur (jusqu'à un tube dans le générateur de vapeur affecté),</li> <li>· rupture de tube de générateur de vapeur (un tube) avec la ligne de décharge de vapeur du générateur de vapeur affecté bloquée ouverte,</li> <li>· perte totale du système de refroidissement de la piscine du combustible usé.</li> </ul>		
E.1.2.2	<p><b>E.1.2.2 - Investigation de séquences spécifiques</b></p> <p>1/ Concernant les transitoires avec défaillance de l'arrêt d'urgence, les situations considérées dans la démonstration de sûreté doivent être justifiées précisément, en relation avec les résultats des études probabilistes de sûreté. Le concepteur doit justifier le conservatisme des coefficients de réactivité utilisés dans les études correspondantes.</p>	C1	18.1.2 EPS N1 : Compléments SF RRA et séquences élémentaires associées.  19.1.3 Séquences RRC-A.
E.1.2.2	2/ Des investigations détaillées sont particulièrement nécessaires concernant :	C1	15.2 Etudes d'accidents.  18.1.2 EPS N1

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
	<ul style="list-style-type: none"> <li>· la rupture d'un tube de générateur de vapeur combinée avec le blocage en position ouverte d'une ligne de décharge de vapeur principale (en considérant le cas de l'attente à chaud et la localisation de la rupture de tube) ;</li> <li>· la petite brèche primaire combinée avec la perte du système d'injection de sécurité à basse pression (sous-criticité à l'arrêt à froid, formation de bouchons d'eau insuffisamment borée, colmatage, évacuation à long terme de la chaleur du réservoir d'eau interne à l'enceinte de confinement) ;</li> <li>· la petite brèche primaire combinée avec la perte du système d'injection de sécurité à moyenne pression (calculs relatifs à la sous-criticité du cœur, impact du refroidissement rapide du secondaire sur les structures des circuits primaire et secondaire) ;</li> <li>· la perte totale du système de refroidissement de la piscine du combustible usé, pour laquelle les conditions ambiantes dans le bâtiment correspondant et leur impact sur les structures et systèmes situés dans ce bâtiment, de même que les possibilités de fournir un appoint d'eau ou de réparer les composants défaillants doivent être complètement analysés. Des dispositions complémentaires doivent être mises en place autant que nécessaire notamment pour ce qui concerne les systèmes supports.</li> </ul>		<p>: Compléments SF RRA et séquences élémentaires associées.</p> <p>19.1.3 Séquences RRC-A.</p> <p>L'étude de l'accessibilité des locaux du BK et de la tenue des matériels nécessaires à la restauration de la réfrigération de la piscine de désactivation en situation accidentelle a été transmise par courrier D305116106922.</p>
E.1.2.3	<p><b>E.1.2.3 - Règles d'analyse des accidents et critères d'acceptation</b></p> <p>Pour l'analyse des conditions de fonctionnement avec défaillances multiples, tous les systèmes peuvent être supposés disponibles, à l'exception de ceux qui sont supposés défaillants dans la combinaison de défaillances multiples. Ni défaillance supplémentaire ni indisponibilité due à la maintenance n'ont à être postulées de façon déterministe dans les systèmes nécessaires pour atteindre l'état final tel que défini dans la section <b>B.2.1</b>.</p>	C1	19.1.0 Hypothèses et exigences pour l'analyse de sûreté.

	FLAMANVILLE3	Palier EPR	Version Publique — Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE			SECTION	7.1
				CHAPITRE	1	PAGE	132/178
Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires				
	De plus, pour les conditions de fonctionnement avec défaillances multiples, les critères techniques de découplage relatifs aux accidents de référence peuvent être utilisés pour démontrer l'intégrité des barrières.						
E.1.2.3	<p>En particulier, l'analyse de sûreté des conditions de fonctionnement RRC-A selon les règles associées doit inclure un examen de la protection contre les suppressions des circuits primaire et secondaire avec des critères spécifiques adéquats.</p> <p>Pour les transitoires avec défaillance de l'arrêt d'urgence, la pression primaire maximale ne doit pas excéder 1,3 fois la pression de dimensionnement pour toute configuration du cœur.</p>	C1	<p>3.6.3.1 Analyses de la protection contre les suppressions des CPP et CSP en puissance.</p> <p>18.1 Etudes probabilistes de sûreté niveau 1.</p>				
E.1.2.3	Il est souligné que, pour les conditions de fonctionnement RRC-A, y compris celles avec bipasse du confinement, les conséquences radiologiques calculées doivent être cohérentes avec l'objectif général mentionné dans la section <b>A.1.1</b> pour les accidents sans fusion du cœur. La méthode à appliquer pour la détermination des conséquences radiologiques possibles des conditions de fonctionnement RRC-A est similaire à celle appliquée aux transitoires, incidents et accidents de référence telle que décrite dans la section <b>D.2.4</b> .	C1	<p>19.1.4 Conséquences radiologiques</p> <p>19.2.4.5 Prévention des bipses de l'enceinte de confinement</p>				
E.1.2.3	Les conséquences radiologiques doivent notamment être calculées pour la perte totale du système de refroidissement de la piscine du combustible usé.	C1	19.1.4 Conséquences radiologiques				
E.1.3	<p><b>E.1.3 - Etude probabiliste des conditions de fonctionnement avec défaillances multiples</b></p> <p>Étant donné que les systèmes supports sont des contributeurs importants à la fréquence globale de fusion du cœur, une attention particulière doit être portée à ces systèmes. Ceci concerne notamment :</p> <p>1. les séquences des études probabilistes de sûreté associées à une perte des alimentations électriques externes :</p>	C1	<p>18.1 Etudes probabilistes de sûreté niveau 1.</p> <p>19.1.3 Séquences RRC-A.</p>				

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
	· les possibilités de perte de longue durée des alimentations électriques externes (qui peuvent dépendre du site) doivent être examinées précisément. Si retenir une durée maximale de 24 heures est convenable au stade de la conception, à un stade ultérieur, le concepteur devrait identifier clairement les événements initiateurs qui pourraient conduire à une perte des alimentations électriques externes de longue durée ;		
E.1.3	· en raison des incertitudes relatives au délai de découverture du cœur en cas de perte des alimentations électriques externes dans l'état D, la situation de perte des alimentations électriques externes dans l'état D suivie de la défaillance des quatre diesels principaux doit être examinée précisément en tenant compte des dispositions mises en œuvre pour faire face à cette situation ;	C1	18.1 Etudes probabilistes de sûreté niveau 1. 19.1.3 Séquences RRC-A.
E.1.3	· les valeurs de fiabilité attendues pour les diesels et l'indépendance entre les deux types de diesels doivent être justifiées ;	C1	8.3.4 Différences entre générateurs diesels principaux et générateurs diesels d'ultime secours. 18.1.1 TAB 26 Données de fiabilité.
E.1.3	· les dispositions prises pour maintenir l'intégrité des joints des pompes primaires à long terme doivent être justifiées ;	C1	3.7.1 Qualification des EIPs aux conditions accidentelles. 5.4.1 Groupes Motopompes Primaires. 19.1.3 Séquences RRC-A.
E.1.3	· l'autonomie des bâches du système d'alimentation de secours en eau des générateurs de vapeur doit être vérifiée avec soin pour toutes les chronologies de défaillances ; une probabilité de défaillance de leur réalimentation devrait être introduite dans les séquences correspondantes.	C1	18.1 Etudes probabilistes de sûreté niveau 1. 19.1.3 Séquences RRC-A.
E.1.3	2. les séquences des études probabilistes de sûreté associées à la perte des chaînes de refroidissement :	C1	19.1.3 Séquences RRC-A.

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
	<ul style="list-style-type: none"> <li>· les possibilités de perte de longue durée de la source froide ultime (qui peuvent dépendre du site) doivent être examinées ;</li> <li>· en raison des incertitudes relatives à la récupération de la source froide ultime avant que les conditions dans l'enceinte de confinement et le réservoir d'eau interne à cette enceinte puissent atteindre des valeurs trop élevées dans l'état D, la situation de perte de la source froide doit être évaluée précisément (en tenant compte des dispositions correspondantes qui peuvent dépendre du site) ;</li> <li>· l'efficacité de la diversification du refroidissement de deux pompes du système d'injection de sécurité à basse pression par l'eau glacée refroidissant les systèmes de contrôle-commande doit être justifiée.</li> </ul>		
E.1.3	Une attention appropriée doit également être portée : <ul style="list-style-type: none"> <li>· à la fréquence et aux conséquences d'une perte totale du système de refroidissement de la piscine du combustible usé, avec une attention spécifique portée aux situations où le cœur est déchargé, en tenant compte des moyens qui pourraient être utilisés pour faire face à une telle défaillance et des dispositions spécifiques à mettre en place pendant la maintenance d'un train ;</li> </ul>	C1	18.1 Etudes probabilistes de sûreté niveau 1. 19.1.3 Séquences RRC-A.
E.1.3	<ul style="list-style-type: none"> <li>· à toutes les causes possibles d'une chute intempestive du niveau d'eau dans le circuit primaire dans les états d'arrêt, en tenant compte de la conception détaillée du réacteur et des pratiques d'exploitation prévues ;</li> </ul>	C1	15.2 Etudes d'accidents. 18.1 Etudes probabilistes de sûreté niveau 1. 19.1.3 Séquences RRC-A.
E.1.3	<ul style="list-style-type: none"> <li>· concernant la perte totale d'alimentation en eau des générateurs de vapeur, à toutes les dépendances possibles entre le système de démarrage et d'arrêt et le système principal d'alimentation en eau.</li> </ul>	C1	18.1 Etudes probabilistes de sûreté niveau 1. 19.1.3 Séquences RRC-A.
E.2.1	<b>E.2 - Dispositions de protection contre les accidents avec fusion du cœur</b> <b>E.2.1 - Objectifs de sûreté</b>	C1	19.2.3 Aspects radiologiques des accidents de fusion du cœur.

	FLAMANVILLE3	Palier EPR	Version Publique — Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE		SECTION	7.1
				CHAPITRE	1	PAGE 135/178
Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires			
	<p>Comme indiqué dans la section <b>A.1.1</b>, les situations accidentelles avec fusion du cœur qui conduiraient à des rejets précoces importants doivent être pratiquement éliminées. Les séquences de fusion du cœur à basse pression doivent être traitées de telle sorte que les rejets concevables maximaux associés ne nécessiteraient que des mesures de protection très limitées en termes d'étendue et de durée pour les personnes du public.</p> <p>Étant donné que, jusqu'à maintenant, l'expérience relative à la prise en compte des accidents graves dans la conception des réacteurs à eau pressurisée est limitée, les directives qui suivent sont plus détaillées que celles relatives aux transitoires, incidents et accidents de référence et aux conditions de fonctionnement avec défaillances multiples.</p>		19.2.4 Situations pratiquement éliminées.			
E.2.2.1	<p><b>E.2.2 - Élimination pratique des séquences conduisant à des rejets précoces importants</b></p> <p><b>E.2.2.1 - Prévention de la fusion du cœur à haute pression et de l'échauffement direct de l'enceinte de confinement</b></p> <p>Comme indiqué dans la section <b>A.1.3</b>, un objectif de conception est de transférer avec une haute fiabilité les séquences de fusion du cœur à haute pression vers des séquences à basse pression de telle sorte que les situations de fusion du cœur à haute pression puissent être « exclues ».</p>	C1	<p>19.2.1.1 Dépressurisation du circuit primaire.</p> <p>19.2.2.2 Dépressurisation du circuit primaire.</p> <p>19.2.4.1 Prévention de la fusion du cœur à haute pression et échauffement direct de l'enceinte.</p>			
E.2.2.1	<p>Cet objectif implique de limiter la pression du circuit primaire dans la gamme 15 à 20 bar au moment de la rupture de la cuve du réacteur. Cet objectif peut être atteint en ajoutant à la fonction de dépressurisation des soupapes du pressuriseur, une vanne de décharge dédiée avec une vanne d'isolement telles que décrites dans le paragraphe <b>B.2.3.6</b></p>	C1	<p>5.4.8 Vannes spécifiques pour la dépressurisation en accidents graves.</p> <p>18.0.5.2 Cibles probabilistes pour la vérification de la conception liées au risque de rejets inacceptables.</p> <p>19.2.2.2 Dépressurisation du circuit primaire.</p>			

	FLAMANVILLE3	Palier EPR	Version Publique — Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE			SECTION	7.1
				CHAPITRE	1	PAGE	136/178
Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires				
E.2.2.1	<p>La capacité de décharge de la vanne dédiée doit être déterminée en considérant les situations suivantes, avec des hypothèses réalistes :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>· perte des alimentations électriques externes et indisponibilité de tous les diesels ;</li> <li>· perte des alimentations électriques externes et indisponibilité de tous les diesels mais avec retour d'un appoint d'eau pendant la fusion du cœur ;</li> <li>· perte totale d'alimentation en eau des générateurs de vapeur combinée avec la défaillance du gavé-ouvert primaire.</li> </ul>	C1	5.4.8 Vannes spécifiques pour la dépressurisation en accidents graves.				
E.2.2.1	Cependant, des études de sensibilité relatives à la capacité de décharge, aux températures des gaz chauds et aux critères d'ouverture doivent être réalisées par le concepteur en considérant une décharge retardée et un renoyage tardif de même que les incertitudes des modèles de calcul relatifs à la phase de dégradation avancée du cœur ou au renoyage.	C1	19.2.2.2 Dépressurisation du circuit primaire.				
E.2.2.1	Ces études de sensibilité aideront également à déterminer le moyen (manuel ou automatique) d'ouverture de la vanne dédiée, en tenant compte de la possibilité d'erreurs humaines au cours de l'accident.	C1	19.2.2.2.4 Identification des marges temporelles en cas de dépressurisation retardée.				
E.2.2.1	La vanne dédiée et sa vanne d'isolement doivent être qualifiées pour des conditions représentatives. Des justifications expérimentales peuvent être nécessaires, en particulier pour les conditions qui diffèrent fortement des conditions de fonctionnement normales.	C1	3.7.1 Qualification des EIPs aux conditions accidentelles. 5.4.8.6 Matériaux.				
E.2.2.1	Par ailleurs, des dispositions de conception doivent être prises pour faire face aux chargements mécaniques qui résulteraient de la défaillance de la cuve du réacteur à 20 bar de manière à limiter le soulèvement vertical de la cuve du réacteur.	C1	19.2.2.2.2 Chargement mécanique en cas de rupture de la cuve.				
E.2.2.1	De plus, des dispositions de conception doivent être prises pour limiter la dispersion du corium dans l'atmosphère de l'enceinte de confinement dans le cas de la traversée de la cuve du réacteur, pour éviter « l'échauffement direct de l'enceinte de	C1	6.2.6 Protection du radier.				

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
	confinement ». Ces dispositions de conception sont relatives au puits de cuve et à sa ventilation ainsi qu'aux mesures neutroniques hors cœur, de façon à assurer que de grandes quantités de corium provenant de la cuve du réacteur ne pourront pas être transportées hors du puits de cuve.		
E.2.2.2	<p><b>E.2.2.2 - Prévention des accidents d'injection rapide de réactivité</b></p> <p>L'« élimination pratique » des accidents d'injection rapide de réactivité implique un examen détaillé de chaque scénario de dilution hétérogène, en considérant l'ensemble des lignes de défense pour ce scénario.</p> <p>L'analyse pourrait comporter les trois étapes suivantes :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>· un volume maximal des bouchons d'eau sans bore est défini sur la base de considérations neutroniques et thermohydrauliques relatives à la sous-criticité du cœur, indépendamment des scénarios réels de dilution ;</li> <li>· ce volume maximal est utilisé pour définir des moyens déterministes permettant d'assurer que ce volume n'est pas dépassé pour chaque scénario réel de dilution ;</li> <li>· une étude probabiliste de sûreté est utilisée pour vérifier que, pour chacun des scénarios réels de dilution, l'ensemble des dispositions mises en place apportent une défense en profondeur adéquate pour «éliminer pratiquement» les accidents de réactivité correspondants.</li> </ul>	C1	19.2.4.2 Prévention des accidents d'injection rapide de réactivité..
E.2.2.2	Concernant la première étape, les calculs relatifs aux phénomènes de mélange devraient être réalisés avec différents codes, en incluant des calculs de validation s'appuyant de préférence sur des expériences hydrauliques dans des installations d'essais à grande échelle.	C1	19.2.4.2 Prévention des accidents d'injection rapide de réactivité.
E.2.2.2	Concernant la deuxième étape, tous les scénarios de dilution doivent être examinés précisément, y compris ceux résultant d'erreurs d'opérateurs, de dysfonctionnements	C1	18.1.3 EPS N1 : Familles d'initiateurs "pratiquement éliminés".

	FLAMANVILLE3	Palier EPR	Version Publique — Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE		SECTION	7.1
				CHAPITRE	1	PAGE 138/178
Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires			
	de systèmes auxiliaires, de fuites de tubes de générateurs de vapeur de même que ceux concernant des réservoirs d'eau borée.		19.2.4.2 Prévention des accidents d'injection rapide de réactivité.			
E.2.2.2	Il est souligné que la mise en place d'un basculement automatique classé F1A de l'aspiration des pompes de charge du système de contrôle volumétrique et chimique (RCV) au réservoir d'eau interne à l'enceinte de confinement en cas de détection d'un débit dilué par un boremètre unique F1A, composé d'une source de neutrons et de quatre détecteurs de flux, serait une mesure de conception positive pour limiter les conséquences des dilutions provenant des lignes RCV. Cependant, la possibilité de classer le boremètre F1A doit être établie.	C1	9.3.2.4.2.1 Contrôle de la réactivité.			
E.2.2.2	Des moyens adéquats doivent être définis par le concepteur pour « éliminer pratiquement » les scénarios de dilution hétérogène du bore via les échangeurs du système de refroidissement intermédiaire. En particulier, des exigences résultant des études correspondantes pourraient être fournies aux concepteurs des pompes en vue d'éviter la formation d'un bouchon d'eau borée diluée inadmissible dans les systèmes auxiliaires connectés via les dispositifs de refroidissement des joints de leurs pompes.	C1	19.2.4.2 Prévention des accidents d'injection rapide de réactivité.			
E.2.2.2	De plus, il est souligné que, dans le cas d'une perte totale des alimentations électriques alors que l'évacuation de la puissance résiduelle est assurée par les générateurs de vapeur fonctionnant en condensation à contre-courant, de l'eau faiblement borée pourrait s'accumuler dans le circuit primaire ; cette situation doit aussi être étudiée avec soin par le concepteur.	C1	19.2.4.2 Prévention des accidents d'injection rapide de réactivité.			
E.2.2.2	Il est aussi souligné que des concentrations élevées en bore en début de vie du cœur renforcerait l'attention à porter à l' « élimination pratique » des accidents de réactivité résultant d'une introduction rapide d'eau froide ou insuffisamment borée. Ces accidents de dilution du bore doivent être examinés en relation avec les marges de réactivité des systèmes d'arrêt.	C1	19.2.4.2 Prévention des accidents d'injection rapide de réactivité.			

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
E.2.2.2	<p>Enfin, étant donné que des mécanismes de dilution intrinsèque apparaissent au cours de certaines situations accidentelles (par exemple le mode de transfert de la chaleur dans les générateurs de vapeur par ébullition et condensation en cas de brèche primaire, les débits inverses en cas de ruptures de tubes de générateurs de vapeur...), ces mécanismes et les codes correspondants doivent être complètement analysés, en considérant les phénomènes de mélange qui peuvent réduire les conséquences des bouchons d'eau insuffisamment borée. Certaines configurations nécessitent une attention particulière : injection simultanée de deux bouchons d'eau dans la cuve du réacteur, redémarrage de la circulation naturelle dans une boucle sans injection de sécurité, bouchons de faible densité pénétrant dans la cuve du réacteur. En particulier, des dispositions de conception telles que des verrouillages automatiques doivent être mises en œuvre pour toutes les conditions de fonctionnement PCC et RRC-A concernées de façon à exclure le redémarrage de pompes primaires après une dilution hétérogène intrinsèque significative.</p>	C1	19.2.4.2 Prévention des accidents d'injection rapide de réactivité.
E.2.2.3	<p><b>E.2.2.3 - Prévention des explosions de vapeur</b></p> <p><b>Phénomènes en cuve</b></p> <p>Une libération importante d'énergie mécanique serait nécessaire pour mettre en danger la cuve du réacteur et l'enceinte de confinement ; néanmoins, le concepteur doit examiner les possibilités d'explosions de vapeur en cuve liées à la fusion du cœur. Une attention appropriée doit être portée :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>· à la justification de la masse maximale de la zone de mélange, en tenant compte de la conception spécifique de la plaque inférieure de support du cœur et des incertitudes relatives à la relocalisation et au comportement du cœur dans le plénum inférieur ; dans ce cadre, les scénarios avec renoyage doivent être étudiés précisément ;</li> <li>· à la transposition des résultats expérimentaux à la conception spécifique des tranches électronucléaires de la prochaine génération ;</li> </ul>	C1	<p>1.5.3.2 Risque relatif à une explosion vapeur.</p> <p>19.2.1 Approche détaillée.</p> <p>19.2.4.3 Prévention des explosions de vapeur.</p>

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
	<ul style="list-style-type: none"> <li>· à l'ordre de grandeur des élévations de température des structures internes supérieures et du couvercle de la cuve pendant les séquences de fusion du cœur et à leurs conséquences ;</li> <li>· au comportement du circuit primaire (y compris les générateurs de vapeur) dans le cas d'un bouchon d'eau de forte énergie passant à travers le collecteur annulaire de la cuve à la suite d'une interaction eau-cœur fondu de forte énergie en cuve.</li> </ul>		
E.2.2.3	<p><b>Phénomènes en dehors de la cuve</b></p> <p>La quantité d'eau qui pourrait être présente dans le puits de cuve et dans la chambre d'étalement au moment de la percée de la cuve doit être limitée par conception. La possibilité d'une explosion de vapeur importante pendant le noyage du corium doit être évitée et les chargements résultant d'interactions eau-cœur fondu doivent être pris en compte dans la conception.</p>	C1	19.2.1.3.3. Phénomènes hors cuve.
E.2.2.4	<p><b>E.2.2.4 - Prévention des détonations d'hydrogène</b></p> <p>Comme indiqué dans le paragraphe <b>B.1.4.1</b>, les possibilités de concentrations locales élevées d'hydrogène doivent être empêchées autant que raisonnablement possible par la conception des structures internes de l'enceinte de confinement.</p> <p>Quand il n'est pas possible de démontrer que la concentration locale d'hydrogène reste en dessous de 10%, des critères spécifiques pourraient être utilisés, pour autant qu'ils soient complètement justifiés et validés, pour démontrer l'absence de transitions déflagration-détonation et de déflagrations rapides ; dans le cas contraire, des dispositions adéquates doivent être mises en place telles que des parois renforcées des compartiments correspondants et de l'enceinte de confinement.</p> <p>Une approche systématique et déterministe doit être réalisée par le concepteur pour la sélection des scénarios pertinents en termes de débits de relâchement d'hydrogène, en tenant compte des moyens de limitation des conséquences et il doit être prouvé que les scénarios sélectionnés sont enveloppes.</p>	C1	19.2.4.4 Prévention de la détonation d'hydrogène.

	FLAMANVILLE3	Palier EPR	Version Publique — Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE		SECTION	7.1
				CHAPITRE	1	PAGE 141/178
Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires			
E.2.2.4	<p>Concernant les moyens de limitation des conséquences, un concept utilisant uniquement des recombineurs sans mise en place d'igniteurs, avec une décharge directe du circuit primaire dans l'enceinte de confinement par l'intermédiaire d'un grand réservoir de décharge du pressuriseur avec deux lignes de décharge équipées de disques de rupture, les décharges étant dirigées vers les compartiments de deux pompes primaires, est acceptable en principe et doit pouvoir respecter les objectifs de sûreté mentionnés ci-dessus. Mais il doit être optimisé et la méthode de même que les outils utilisés pour la démonstration doivent être pleinement justifiés et validés.</p>	C1	19.2.4.4 Prévention de la détonation d'hydrogène.			
E.2.2.4	<p>Il est cependant souligné que des incertitudes significatives existent concernant la production d'hydrogène pendant les séquences d'accident grave ; ces incertitudes sont essentiellement liées à des phénomènes tels que le renoyage tardif d'un cœur partiellement endommagé à haute température, la coulée de matériaux du cœur fondu dans l'eau restant dans le plenum inférieur de la cuve du réacteur et les interactions entre le corium et les matériaux sacrificiels. Ces incertitudes appellent des études avec des codes et des modèles variés.</p> <p>Notamment, des scénarios avec renoyage passif ou actif de même que des scénarios caractérisés par des relâchements d'hydrogène à plusieurs endroits doivent être traités dans la démonstration de l'efficacité et de la robustesse du concept de limitation des conséquences liées à l'hydrogène.</p> <p>Il est souligné que les conséquences sur l'inflammabilité du mélange de la décroissance de la pression partielle de la vapeur à la suite de la mise en service du système d'évacuation de la chaleur de l'enceinte de confinement doivent être précisément étudiées par le concepteur, en considérant différents instants de démarrage de ce système.</p>	C1	19.2.4.4 Prévention de la détonation d'hydrogène.			
E.2.2.5	<b>E.2.2.5 - Prévention des bypasses du confinement</b>	C1	19.2.4.5 Prévention des risques de bypasses de l'enceinte de confinement.			

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
	Comme indiqué dans la section <b>A.1.3</b> , "les séquences accidentelles (de fusion du cœur) avec bypass du confinement ... doivent être "pratiquement éliminées" par des dispositions de conception ... dans le but d'assurer un isolement fiable et aussi à prévenir les défaillances."		
E.2.2.5	Concernant le système d'injection de sécurité à basse pression et de refroidissement à l'arrêt (ISBP/RRA), le suivi continu de la pression et de la température dans les portions de tuyauteries situées entre les premiers et les seconds clapets d'isolement du circuit primaire qui sont maintenues à la pression des accumulateurs, fournirait une surveillance effective de l'étanchéité de ces clapets. Néanmoins, pour "éliminer pratiquement " les fusions du cœur avec bypass du confinement dû à une fuite réaliste significative à travers ces deux clapets d'isolement, le concepteur doit justifier la capacité des vannes d'isolement motorisées situées sur les lignes d'injection de sécurité à l'extérieur de l'enceinte de confinement à arrêter un débit inverse (qui pourrait être diphasique). En tout état de cause, les portions de tuyauteries du système ISBP/RRA à l'extérieur de l'enceinte de confinement jusque et y compris les vannes d'isolement motorisées doivent être dimensionnées de telles sorte que leur intégrité soit maintenue dans les conditions du fluide primaire.	C1	3.7.1 Qualification des EIPs aux conditions accidentelles. 5.4.6 Robinets. 19.2.4.2.5 Prévention des bypasses de l'enceinte de confinement.
E.2.2.5	L'importance pour la sûreté, pendant le fonctionnement d'un système de refroidissement à l'arrêt, de l'étanchéité du clapet situé à l'aspiration du réservoir d'eau interne à l'enceinte de confinement ainsi que du clapet du système d'injection de sécurité à moyenne pression à l'intérieur de cette enceinte doit être aussi soulignée. Une attention spécifique doit être portée à la fermeture de ces clapets après une séquence de basculement du mode injection de sécurité au mode refroidissement à l'arrêt, en tenant compte de la présence possible de particules dans le débit traversant chacun de ces clapets au cours de l'injection de sécurité. En tout état de cause, des dispositions adéquates doivent être mises en place pour garantir l'intégrité des parties concernées du système d'injection de sécurité à l'extérieur de l'enceinte de confinement en cas de fuite à travers ces clapets.	C1	3.7.1 Qualification des EIPs aux conditions accidentelles. 6.3 Système d'injection de sécurité (RIS). 19.2.4.2.5 Prévention des bypasses de l'enceinte de confinement.

	<b>FLAMANVILLE3</b>	Palier EPR	<b>Version Publique</b> — Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE	CHAPITRE	1	SECTION	7.1
				CHAPITRE	1	PAGE	143/178
<b>Index</b>	<b>Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée</b>	<b>Conformité EPR</b>	<b>Commentaires</b>				
E.2.2.5	<p>Des exigences de conception rigoureuses doivent être appliquées aux parties du système de refroidissement à l'arrêt extérieures à l'enceinte de confinement de manière à prévenir des ruptures importantes dans ces parties du système. En outre, la capacité des vannes d'isolement à se fermer doit être prouvée pour toutes les tailles de brèche (jusqu'à la brèche guillotine), y compris avec un débit diphasique.</p>	C1	<p>3.7.1.1.0.4.2.3 Exigence de qualification à la Rupture de Tuyauterie Haute Energie (RTHE).</p> <p>19.2.4.2.5 Prévention des bippasses de l'enceinte de confinement.</p>				
E.2.2.5	<p>Concernant les brèches possibles des barrières thermiques des pompes primaires et du refroidisseur à haute pression du système de contrôle volumétrique et chimique, le concepteur doit justifier la taille de brèche maximale retenue de même que les dispositions mises en place pour la détection et l'isolement d'une telle brèche, même pour des conditions de débit diphasique.</p> <p>Concernant les brèches possibles dans les échangeurs de chaleur du système ISBP/RRA, le concepteur doit aussi justifier la taille maximale de brèche retenue et évaluer les conséquences d'une telle brèche sur les circuits du système de refroidissement intermédiaire en termes de montée en pression et en température.</p>	C1	<p>15.2 Etudes d'accidents.</p> <p>18.1.3 EPS N1 : Familles d'initiateurs "pratiquement éliminés".</p> <p>19.2.4.2.5 Prévention des bippasses de l'enceinte de confinement.</p>				
E.2.2.5	<p>Pour ce qui concerne les séquences de fusion du cœur qui pourraient survenir pendant les états d'arrêt alors que le bâtiment de confinement est ouvert, le concepteur doit préciser les différentes phases des états d'arrêt pour lesquelles cette ouverture est autorisée. Il serait judicieux que l'enceinte de confinement soit maintenue fermée avec le système de mise en dépression de l'espace entre enceintes en fonctionnement au moins dans les états A, B et C (avec une température primaire supérieure à 70°C) de même que dans l'état D avant la phase de rechargement. Le côté secondaire des générateurs de vapeur serait également maintenu fermé et les dispositifs d'isolement de l'enceinte de confinement seraient opérationnels dans les mêmes phases des états A, B et C (avec une température primaire supérieure à 70°C) et dans l'état D avant la phase de rechargement. En tout état de cause, le concepteur doit montrer que, pour des séquences accidentelles représentatives, l'enceinte de confinement serait fermée de manière fiable avant que des relâchements radioactifs</p>	C1	<p>19.2.4.2.5 Prévention des bippasses de l'enceinte de confinement.</p>				

	FLAMANVILLE3	Palier EPR	Version Publique — Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE			SECTION	7.1
				CHAPITRE	1	PAGE	144/178
Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée		Conformité EPR	Commentaires			
	significatifs puissent intervenir à l'intérieur de l'enceinte de confinement ; comme indiqué dans le paragraphe <b>B.1.4.2</b> , cette exigence concerne notamment le tampon matériel.						
E.2.2.5	Pour ce qui concerne les situations accidentelles de fusion du cœur avec une fuite significative des tubes des générateurs de vapeur (jusqu'à une rupture multiple de tubes de générateurs de vapeur), les situations suivantes doivent être étudiées : rupture simple ou multiple de tubes de générateurs de vapeur avec perte des systèmes nécessaires pour faire face à cette rupture, rupture simple ou multiple de tubes de générateurs de vapeur avec défaillance de la fermeture de la vanne d'isolement de vapeur principale correspondante, rupture d'une tuyauterie de vapeur avec fuites de tubes du générateur de vapeur associé, ouverture intempestive d'une soupape de sûreté secondaire avec des fuites de tubes du générateur de vapeur associé.		C1	19.2.4.2.5 Prévention des bipses de l'enceinte de confinement.			
E.2.2.5	Étant donné que les séquences de fusion du cœur avec défaillances subséquentes de tubes de générateurs de vapeur doivent être "pratiquement éliminées", les scénarios conduisant à une circulation naturelle à travers les boucles primaires et les générateurs de vapeur doivent aussi être étudiés avec précision avec des codes validés adéquats.		C1	19.2.4.2.5 Prévention des bipses de l'enceinte de confinement.			
E.2.2.6	<b>E.2.2.6 - Prévention de la fusion du cœur dans la piscine du combustible usé</b> Dès lors que la piscine du combustible usé n'est pas située dans l'enceinte de confinement, il doit être démontré que les conditions de fusion du combustible usé dans la piscine sont "pratiquement éliminées". Cette démonstration doit considérer le cas d'un séisme.		C1	19.2.4.6 Prévention de la fusion du combustible dans la piscine de désactivation.			
E.2.3.1	<b>E.2.3 - Limitation des conséquences des scénarios de fusion du cœur à basse pression</b> <b>E.2.3.1 - Refroidissement du cœur fondu en dehors de la cuve</b>		C1	6.2.6 Protection du radier.			

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
	<p>Concernant le radier de l'enceinte de confinement, les objectifs indiqués dans la section <b>A.1.3</b> pour les situations avec fusion du cœur à basse pression peuvent, comme mentionné dans le paragraphe <b>B.1.4.1</b>, être atteints par la mise en place d'une grande chambre d'étalement en impasse avec refroidissement du corium quand il est étalé sur cette grande surface. La grande chambre d'étalement serait séparée géographiquement du puits de cuve et protégée à l'égard des chargements thermomécaniques consécutifs à la défaillance de la cuve du réacteur. Des dispositions de conception empêcheraient l'arrivée dans cette chambre d'eau de condensation provenant de quelque partie que ce soit de l'enceinte de confinement. De plus, une porte d'acier séparerait physiquement le puits de cuve de la chambre d'étalement.</p>		
E.2.3.1	<p>Dans ce concept, des couches de béton sacrificiel seraient mises en place dans le puits de cuve et dans la chambre d'étalement pour obtenir des caractéristiques adéquates du mélange fondu. La pénétration du radier serait évitée par une couche protectrice réfractaire recouverte d'une couche d'acier. Le refroidissement du mélange fondu serait assuré par le noyage de ce mélange par le dessus par de l'eau provenant du réservoir d'eau interne à l'enceinte de confinement. Les chargements thermiques sur le radier seraient limités par une épaisse plaque d'acier placée sous une couche protectrice (ZrO<sub>2</sub> réfractaire), avec des canaux de refroidissement reliés au système d'évacuation de la puissance hors de l'enceinte de confinement.</p>	NA	6.2.6 Protection du radier.
E.2.3.1	<p>Jusqu'à maintenant, aucun système de codes validés ne peut décrire de manière fiable les phénomènes pour les séquences d'accident grave. Aussi, la conception du puits de cuve et de la grande chambre d'étalement, y compris le refroidissement du corium, doit être justifiée par le concepteur sur la base de résultats expérimentaux et de calculs associés, pour un large spectre de scénarios possibles.</p>	C1	1.5.3.3 Stabilisation du corium. 19.2.2.4 Evaluation de la stabilisation du cœur fondu.
E.2.3.1	<p>Des expériences sont nécessaires pour étudier les différentes conditions d'étalement qui pourraient se produire (écoulement rapide, écoulement lent, écoulements</p>	C1	1.5.3.3 Stabilisation du corium.

	<b>FLAMANVILLE3</b>	Palier EPR	<b>Version Publique</b> — Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE		SECTION	7.1
				CHAPITRE	1	PAGE 146/178
<b>Index</b>	<b>Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée</b>	<b>Conformité EPR</b>	<b>Commentaires</b>			
	<p>successifs, formation locale de corium solidifié, formation d'une croûte...) et les possibilités d'interactions corium-eau hautement énergétiques de même que l'érosion de matériaux sacrificiels et son influence sur la composition du mélange fondu dans la chambre d'étalement. En particulier, il y a besoin d'expériences à effets séparés pour étudier les propriétés physico-chimiques et thermodynamiques du corium et des mélanges. Des essais d'étalement devraient aussi être réalisés avec des matériaux analogues au corium jusqu'à une échelle représentative, en tenant compte du concept réel de la chambre d'étalement, notamment, la mise en place de matériaux sacrificiels.</p>		<p>19.2.2.4 Evaluation de la stabilisation du cœur fondu.</p>			
E.2.3.1	<p>La robustesse du concept décrit ci-dessus devra être vérifiée pour différents scénarios, notamment des scénarios avec renoyage tardif et des scénarios avec une puissance résiduelle faible ; une attention spécifique doit être portée à l'ouverture de la porte (notamment à la possibilité d'une défaillance précoce ou partielle de la porte d'acier) de même qu'à l'optimisation de la conception du puits de cuve en termes de composition et de masses des couches de béton sacrificiel, et du canal de transfert entre le puits de cuve et la chambre d'étalement. Le comportement de la couche réfractaire doit aussi être validé en tenant compte des capacités des systèmes de refroidissement (notamment le flux critique) et des possibilités d'attaques thermochimiques par des oxydes de fer ou des oxydes de corium. Une attention spécifique doit aussi être portée aux conditions avec mélange liquide à long terme dans la chambre d'étalement et à la stabilité du système multicouches dans ces conditions.</p>	C1	<p>19.2.2.4 Evaluation de la stabilisation du cœur fondu.</p>			
E.2.3.2	<p><b>E.2.3.2 - Refroidissement de l'enceinte de confinement sans éventage</b></p> <p>La fonction de refroidissement de l'enceinte de confinement dans les conditions de fusion du cœur à basse pression peut être réalisée par un système assurant une aspersion dans l'enceinte de confinement et le refroidissement du corium, divisé en deux trains comme décrit dans le paragraphe <b>B.2.3.5</b>, avec une chaîne de refroidissement dédiée assurant une diversification par rapport au système de refroidissement intermédiaire utilisé pour les systèmes relatifs à la prévention de la</p>	C1	<p>6.2.7 Circuit d'évacuation de puissance de l'enceinte (EVU).</p>			

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
	fusion du cœur. La pressurisation de la chaîne de refroidissement dédiée au dessus de la pression de fonctionnement du système de refroidissement de l'enceinte assurerait l'absence de fuite de ce système vers la chaîne de refroidissement dédiée.		
E.2.3.2	Une attention appropriée doit être portée aux sujets suivants :  a) les fuites possibles du système, notamment :  · la conception de la double enveloppe de la partie non isolable de la ligne d'aspiration du système d'évacuation de la chaleur de l'enceinte de confinement ainsi que la surveillance de cette ligne et de cette double enveloppe, en tenant compte des possibles effets de corrosion ;  · la conception des parties du système d'évacuation de la chaleur de l'enceinte de confinement qui sont installées en dehors de cette enceinte et des locaux dédiés correspondants, en relation avec la fiabilité des dispositifs de détection de fuite et d'isolement d'un train défectueux ;  · les conséquences d'une fuite dans les compartiments du système d'évacuation de la chaleur de l'enceinte de confinement (pression, température, humidité relative, irradiation, ...) avec le classement des équipements correspondants.	C1	6.2.1.2.2 Fonction confinement des bâtiments périphériques et du BTE.
E.2.3.2	b) les possibilités de défaillances de cause commune du système d'évacuation de la chaleur de l'enceinte de confinement et des systèmes nécessaires pour prévenir la fusion du cœur, notamment :  · la perte de systèmes support communs : comme la fiabilité de la fonction d'évacuation de la chaleur pourrait être limitée par la fiabilité des systèmes supports, notamment les alimentations électriques et la source froide ultime, le concepteur doit, autant que nécessaire, étudier des améliorations dans le cadre des études spécifiques aux sites ;	C1	6.2.7.4.3 Conformité aux exigences de conception.  9.2.6.4.3. Conformité aux exigences de conception.

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
	<ul style="list-style-type: none"> <li>· le bouchage des filtres du réservoir d'eau interne à l'enceinte de confinement : une information détaillée doit être fournie par le concepteur : caractéristiques de débit, volume et comportement des débris...</li> </ul>		
E.2.3.2	c) la fiabilité à long terme du refroidissement du corium dans la chambre d'étalement.	C1	6.2.6 Protection du radier.
E.2.3.3	<p><b>E.2.3.3 - Instrumentation</b></p> <p>Il est souligné que, pour les conditions d'accident grave, une information pertinente est nécessaire non seulement pour les opérateurs mais aussi pour les équipes de crise. Une proposition détaillée doit être présentée par le concepteur avec des justifications adéquates.</p>	C1	19.2.2.7 Instrumentation utilisées pour les accidents graves.
E.2.3.4	<p><b>E.2.3.4 - Qualification aux conditions des accidents graves</b></p> <p>Comme indiqué au paragraphe <b>B.2.2.1</b>, les équipements nécessaires en cas d'accident grave doivent être qualifiés pour les conditions pour lesquelles ils sont nécessaires. Notamment, le comportement des traversées et celui de la peau d'étanchéité interne de l'enceinte de confinement doivent être étudiés autant que nécessaire, en tenant compte des différents phénomènes qui pourraient survenir au cours d'accidents graves, notamment des combustions d'hydrogène ; le concepteur doit définir le programme de qualification correspondant.</p>	C1	<p>3.2.2 Listes de classement.</p> <p>3.5.1.3 Enceinte interne avec peau métallique.</p> <p>3.5.2 Traversées de l'enceinte.</p> <p>3.7.1 Qualification des EIPs aux conditions accidentelles.</p> <p>19.2.2.3 Evaluation de la mitigation du risque hydrogène.</p>
E.2.4	<p><b>E.2.4 - Démonstration de sûreté</b></p> <p>Des conditions d'accident grave doivent être étudiées dans la démonstration de sûreté des tranches électronucléaires de la prochaine génération.</p> <p>Des exemples de telles conditions sont :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>· la perte des alimentations électriques externes cumulée avec l'indisponibilité de tous les diesels, c'est-à-dire la perte totale des alimentations électriques telle que définie</li> </ul>	C1	19.2.2.1 Progression de l'accident en cuve et sélection des scénarios pertinents.

	FLAMANVILLE3	Palier EPR	Version Publique — Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE		SECTION	7.1
				CHAPITRE	1	PAGE 149/178
Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires			
	<p>dans les conditions de fonctionnement RRC-A combinée à l'indisponibilité des petits diesels,</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>· la perte totale de l'alimentation en eau des générateurs de vapeur (comme dans les conditions RRC-A) combinée à la défaillance du "gavé-ouvert" côté primaire,</li> <li>· une petite brèche primaire avec perte totale du système d'injection de sécurité,</li> <li>· une perte de réfrigérant primaire (jusqu'à la rupture de la ligne d'expansion du pressuriseur) avec défaillance complète du système d'injection de sécurité.</li> </ul> <p>Cependant, les incertitudes relatives à certains des phénomènes qui pourraient survenir au cours des séquences d'accident grave appellent à considérer différents scénarios et à réaliser des études de sensibilité.</p>					
E.2.4	Pour chaque code de calcul utilisé pour justifier la conception, le concepteur doit préciser sa validation et sa qualification expérimentales et comment les incertitudes restantes sont prises en compte (par exemple études de sensibilité).	C1	1.5 Evaluation du programme de R&D. Annexe 19 : Codes utilisés dans le chapitre 19.			
E.2.4	<p>Concernant les chargements résultant d'une combustion d'hydrogène, avec le concept de limitation des conséquences décrit au paragraphe <b>E.2.2.4</b>, des effets dynamiques locaux dus à des phénomènes tels qu'une déflagration rapide ou une transition déflagration-détonation ne sont attendus que sur les structures internes du bâtiment de confinement ; des dispositions telles que des parois renforcées des compartiments correspondants doivent être mises en place autant que nécessaire.</p> <p>Pour la paroi interne de l'enceinte de confinement, il doit aussi être démontré qu'en tenant compte des moyens de limitation des conséquences, et quel que soit le scénario choisi, le chargement de pression résultant d'une combustion d'hydrogène complète, adiabatique et isochore ne dépasse la pression de dimensionnement de l'enceinte de confinement à aucun moment.</p>	C1	19.2.2.3 Evaluation de la mitigation du risque hydrogène. 6.2.4 Contrôle du gaz de combustion (ETY).			
E.2.4	Pour démontrer l'atteinte de l'objectif de sûreté pour les séquences de fusion du cœur à basse pression décrit dans la section <b>A.1.1</b> , les calculs des conséquences	C1	19.2.3 Aspects radiologiques des accidents de fusion du cœur.			

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
	<p>radiologiques envisageables devront utiliser des hypothèses et des paramètres réalistes.</p> <p>En tant qu'étude de sensibilité, le cas d'une petite fuite du bâtiment du réacteur vers un bâtiment périphérique doit être étudiée en détail, en tenant compte de l'étanchéité du bâtiment concerné et de la rétention assurée par ce bâtiment.</p>		
F.1.1	<p><b>F - PROTECTION CONTRE LES AGRESSIONS</b></p> <p><b>F.1 - Protection contre les agressions internes</b></p> <p><b>F.1.1 - Exigences générales</b></p> <p>Comme indiqué dans la section <b>A.2.4</b>, les agressions internes à considérer dans la démonstration de sûreté comprennent :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>· les défaillances de composants soumis à la pression,</li> <li>· les inondations internes,</li> <li>· les incendies,</li> <li>· les explosions internes,</li> <li>· les projectiles internes,</li> <li>· les chutes de charge.</li> </ul> <p>Les possibilités de défaillances de mode commun dues à des agressions internes peuvent être minimisées par l'installation des parties des trains des systèmes de sûreté qui sont en dehors du bâtiment de confinement dans des divisions conçues de telle sorte que même la perte totale d'une division due à une agression interne spécifique n'empêcherait pas l'accomplissement des trois fonctions de sûreté de base, en postulant une défaillance unique en cohérence avec les règles de la démonstration de sûreté appliquées aux transitoires, incidents et accidents de référence. Des dispositions d'installation doivent être spécifiées par le concepteur pour les</p>	C1	3.4 Protection vis-à-vis des agressions internes.

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
	<p>équipements redondants des systèmes de sûreté non séparés par la disposition en divisions.</p> <p>De plus, la démonstration de sûreté doit être faite pour chaque agression interne en supposant que tous les équipements non protégés affectés sont perdus et en considérant un aggravant unique et les premières actions des opérateurs selon les mêmes règles que pour les transitoires, incidents et accidents de référence. En principe, les agressions internes qui ne résultent pas de tels transitoires, incidents et accidents de référence ne devraient pas induire une condition de fonctionnement de la tranche qui rentrerait dans les catégories des incidents ou des accidents. Dans le cas contraire, le concepteur doit montrer que cette condition de fonctionnement de la tranche est enveloppée en termes de probabilité et de conséquences par l'étude des incidents et accidents de référence et des conditions de fonctionnement avec défaillances multiples de référence.</p>		
F.1.1	<p>Les relations entre les agressions internes (telles que les inondations résultant de ruptures de tuyauteries ou les incendies résultant d'explosions) doivent être considérés dans la démonstration de sûreté de même que les agressions internes qui pourraient résulter d'agressions externes ou d'accidents graves (voir le paragraphe <b>F.2.2.1</b> pour les séismes).</p>	C1	3.4.0 Exigences et considérations communes à toutes les agressions internes.
F.1.2.1	<p><b>F.1.2 - Exigences pour la conception des dispositions de protection contre les agressions internes</b></p> <p><b>F.1.2.1 - Défaillances de tuyauteries, cuves, réservoirs, pompes et vannes</b></p> <p>La conception et la disposition des tuyauteries, cuves, réservoirs, pompes et vannes doivent être fondées autant que possible sur le principe de séparation physique ou géographique de manière à empêcher l'aggravation d'un événement initial, en postulant notamment un aggravant en cohérence avec les règles appliquées pour les transitoires, incidents et accidents de référence, et à éviter les défaillances de cause</p>	C1	3.4.2 Fuites et ruptures de tuyauteries.

	<b>FLAMANVILLE3</b>	Palier EPR	<b>Version Publique</b> — Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE		SECTION	7.1
				CHAPITRE	1	PAGE
<b>Index</b>	<b>Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée</b>	<b>Conformité EPR</b>	<b>Commentaires</b>			
	<p>commune dans les systèmes nécessaires pour atteindre et maintenir un état d'arrêt sûr. A cet égard :</p> <p>a) la disposition des tuyauteries primaires devrait être telle qu'une défaillance d'une boucle du circuit primaire n'induit pas une défaillance d'une autre boucle ;</p> <p>b) la disposition des tuyauteries primaires et secondaires devrait être telle qu'une défaillance du circuit primaire n'induit pas de défaillance du circuit secondaire et vice versa ;</p> <p>c) une défaillance d'une tuyauterie secondaire ne devrait pas conduire à la dépressurisation simultanée de deux générateurs de vapeur,</p> <p>d) la dépressurisation d'un générateur de vapeur simultanément du côté eau et du côté vapeur devrait être évitée,</p> <p>e) les premières vannes d'isolement sur les circuits connectés devraient être situées au plus près des tuyauteries principales.</p> <p>Les non conformités à ces règles doivent être justifiées.</p>					
F.1.2.1	<p>Concernant les effets de défaillances de tuyauteries, cuves, réservoirs, pompes et vannes, pour les composants à haute énergie (composants des systèmes transportant de l'eau ou de la vapeur à une pression supérieure à 2,0 MPa ou à une température supérieure à 100°C en exploitation normale, composants transportant des gaz à une pression supérieure à la pression atmosphérique), les effets locaux à considérer comprennent des effets internes aux systèmes (forces liées aux ondes de pression et forces liées aux débits accrus) et des effets sur le voisinage des composants (effets de jets, forces de réaction, fouettements de tuyauteries).</p> <p>De plus, dans chaque cas, les effets globaux à considérer comprennent :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- les inondations ;</li> <li>- les conditions ambiantes plus sévères ;</li> </ul>	C1	3.4.2 Fuites et ruptures de tuyauteries.			

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
	- et les effets de pressions différentielles sur les structures des bâtiments.		
F.1.2.1	En plus de "l'exclusion" des ruptures guillotines des tuyauteries primaires principales et des tuyauteries secondaires principales comme indiqué dans les sections <b>B.1.2</b> et <b>B.1.3</b> , des ruptures pourraient être « exclues » de la démonstration de sûreté pour des cuves, réservoirs, pompes et vannes conçues, réalisées et exploitées avec des exigences de haute qualité ; Cependant une telle approche doit être clairement justifiée par le concepteur au cas par cas, en tenant compte de l'expérience d'exploitation des tranches existantes ; avec ces justifications, seules des fuites seraient étudiées. D'autres « exclusions » de ruptures pourraient être discutées pour des tuyauteries de diamètre intérieur de plus de 50 mm environ, conçues, réalisées et exploitées selon des exigences élevées de qualité et de surveillance quand ces tuyauteries sont exploitées à haute énergie moins de 2% de la vie du réacteur ; dans le cas où de telles « exclusions » de ruptures seraient justifiées, seules des fuites seraient retenues.	C1	3.4.2 Fuites et ruptures de tuyauteries.
F.1.2.1	Les localisations des ruptures ou fuites postulées de tuyauteries doivent être choisies en considérant non seulement les contraintes calculées dans les tuyauteries mais aussi les conséquences possibles des défaillances de tuyauteries à haute ou basse énergie dans chaque compartiment contenant de telles tuyauteries ; ceci doit notamment être appliqué aux traversées de l'enceinte de confinement.  De plus, des hypothèses appropriées doivent être proposées et justifiées par le concepteur concernant l'importance des fuites initiales à travers des fissures traversantes de tuyauteries, de brides et de pénétrations de pompes et vannes, ainsi que l'importance des fuites pouvant résulter de l'agression d'une tuyauterie ou d'un autre équipement par le fouettement d'une tuyauterie rompue.	C1	3.4.2 Fuites et ruptures de tuyauteries.
F.1.2.2	<b>F.1.2.2 - Inondations internes</b>	C1	3.4.8 Inondation interne.

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
	<p>Pour ce qui concerne les inondations, en complément aux ruptures et fuites de tuyauteries, cuves, réservoirs, pompes et vannes définies au paragraphe <b>F1.2.1</b>, des initiateurs possibles d'inondations tels qu'une erreur de lignage, une entrée d'eau provenant de bâtiments voisins, le fonctionnement erroné d'un système de lutte contre l'incendie, le débordement d'une bache, l'ouverture de soupapes de sûreté, la défaillance ou le fonctionnement intempestif d'organes d'isolement... doivent être traités dans la démonstration de sûreté.</p>		
<p>F.1.2.2</p>	<p>Tous les effets pertinents des inondations envisageables doivent être considérés y compris ceux d'une élévation du niveau d'eau pour les composants actifs et passifs dans la zone affectée, d'un accroissement de pression, de température, d'humidité ou des conditions de radioactivité ambiantes pour les équipements de la zone affectée, d'une aspersion pour les composants électriques, de relâchements d'acide borique, de même que les chargements en résultant sur les structures des bâtiments, y compris les portes et les sas. Les délais retenus pour les interventions nécessaires des opérateurs doivent être justifiés par le concepteur, en tenant compte des différentes sources d'inondation qui pourraient survenir simultanément et des conditions ambiantes sur les chemins d'accès.</p>	<p>C1</p>	<p>3.4.8 Inondation interne.</p>
<p>F.1.2.2</p>	<p>En outre, éviter la contamination des eaux souterraines doit être un objectif de conception ; les dispositions correspondantes doivent être spécifiées et justifiées par le concepteur même pour le cas de l'inondation interne d'un bâtiment auxiliaire.</p>	<p>C1</p>	<p>3.4.8 Inondation interne.</p>
<p>F.1.2.3</p>	<p><b>F.1.2.3 - Incendies</b></p> <p>Selon le principe de "défense en profondeur", la protection contre l'incendie comprend la prévention, la détection et l'extinction des incendies (maîtrise des incendies) ainsi que la limitation des conséquences des incendies (non propagation des incendies). La priorité est donnée aux dispositions ayant pour but de limiter et d'isoler les charges calorifiques, de limiter la formation de fumées ainsi que d'éviter les sources d'ignition à proximité de matériaux combustibles ; ceci conduit à choisir des équipements et des</p>	<p>C1</p>	<p>3.4.7.1 Base de conception (incendies)</p>

	FLAMANVILLE3	Palier EPR	Version Publique — Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE			SECTION	7.1
				CHAPITRE	1	PAGE	155/178
Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée		Conformité EPR	Commentaires			
	fluides ininflammables ou difficilement inflammables autant qu'il est possible et approprié ; les sources d'ignition possibles doivent être clairement identifiées et étudiées.						
F.1.2.3	Nonobstant les mesures de prévention, la protection contre l'incendie doit être fondée sur l'hypothèse qu'un feu peut se déclarer n'importe où dans l'installation et dans n'importe quelle condition d'exploitation normale de celle-ci ; un seul feu doit être considéré à un instant donné . Une attention particulière doit être portée aux dispositions de protection contre l'incendie dans les états d'arrêt, y compris pendant les activités de maintenance. De plus, la protection contre les incendies qui pourraient se déclarer dans un état anormal de la tranche, en particulier dans des conditions d'arrêt post-accidentel, doit être définie par le concepteur.		C1	3.4.7 Incendie.			
F.1.2.3	Concernant la limitation des conséquences des incendies, la priorité doit être donnée, en premier lieu à la protection physique par des secteurs de feu, en second lieu à la séparation géographique par des zones de feu. Le maintien en position ouverte, dans les états d'arrêt, d'éléments de sectorisation liés à la sûreté doit être exceptionnel et faire l'objet d'une analyse au cas par cas, avec la définition de dispositions compensatoires appropriées. Cette exigence doit être prise en compte dès le stade de la conception.		C1	3.4.7 Incendie.			
F.1.2.3	L'analyse de sûreté des effets des incendies doit clairement identifier les possibilités de défaillances de mode commun qui pourraient résulter d'une séparation incomplète des équipements redondants nécessaires pour atteindre et maintenir un état d'arrêt sûr (y compris les risques d'inondation interne liés à l'utilisation des systèmes de lutte contre l'incendie) ; dans un tel cas, des dispositions complémentaires doivent être mises en place autant qu'il est nécessaire. Plus généralement, la défaillance fonctionnelle de tous les équipements autres que ceux disposant d'une protection justifiée de manière adéquate, doit être supposée à l'intérieur du secteur de feu ou de la zone de feu où l'incendie s'est déclaré.		C1	3.4.7 Incendie.			

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
F.1.2.3	De plus, les points suivants doivent être soulignés : · le degré de résistance au feu des éléments de sectorisation doit être précisé par le concepteur, en tenant compte des évolutions des connaissances ;	C1	3.4.7.1.2.1. Les secteurs de feu.
F.1.2.3	· les effets de pression dus à un incendie doivent être évalués ; si nécessaire, une qualification adéquate doit être menée pour la fermeture des ouvertures qui doivent résister au feu, en particulier pour celles situées à la frontière d'un secteur de feu ;	C2*	La problématique des effets de pression fait l'objet d'études (Position n°3 : Incendie du courrier EMESN100525). Compte tenu de l'état actuel des connaissances, des études et essais complémentaires concertés et représentatifs des situations réelles sont encore à réaliser.  Les effets de pression ne sont pas abordés ni dans le référentiel de sûreté (rapport de sûreté section 3.4.7.0 et 3.4.7.1), ni dans l'ETC-F, ni dans les méthodologies d'étude (par exemple la méthode EPRESSI ou la méthode ARI). Les études incendie ne prennent donc pas en compte les effets de pression. Au stade de la conception, les effets de pression étaient un sujet traité dans le cadre de la recherche et développement au sein d'EDF.  Le sujet a fait l'objet d'une instruction dans le cadre des réexamens de sûreté des réacteurs du Parc en exploitation (notamment les paliers 900 et 1300 MWe). Les approches retenues pour ces réacteurs seront examinées pour l'EPR FA3 dans un cadre adéquat.
F.1.2.3	· le suivi de la propagation des incendies doit être considéré comme un but dans la conception des systèmes de détection d'incendie ;	C1	3.4.7.2.2 Justification de la non propagation d'un incendie.

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
			9.5.1 Système et équipements de protection incendie.
F.1.2.3	· les contre-mesures nécessaires en cas d'incendie pour protéger les systèmes classés de sûreté (éléments de sectorisation, détection d'incendie et systèmes de lutte contre l'incendie) doivent être dimensionnées pour résister à un séisme.	C1	3.2.2 Liste de classement. 3.4.7.0 Exigences de sûreté.
F.1.2.4	<p><b>F.1.2.4 - Explosions internes</b></p> <p>La priorité doit être donnée à la prévention des explosions internes, notamment par la limitation stricte de l'utilisation de gaz et fluides explosifs. Les moyens correspondants de même que les relations entre explosions internes et les autres agressions doivent être définis par le concepteur.</p>	C1	3.4.6 Explosion interne.
F.1.2.5	<p><b>F.1.2.5 - Projectiles internes</b></p> <p>Des projectiles internes peuvent provenir de la défaillance d'équipements tournants ou de la défaillance de composants à haute énergie. Ces défaillances doivent être évitées autant qu'il est possible par des exigences de qualité et de surveillance ; les mesures correspondantes doivent être définies par le concepteur, notamment la mise en place de dispositifs pour empêcher la mise en survitesse d'équipements tournants.</p> <p>Néanmoins, des études doivent être réalisées pour évaluer les conséquences possibles de projectiles d'origine interne représentatifs, notamment un projectile provenant d'un corps à basse pression de la turbine ; en fonction des résultats de ces études, des dispositions supplémentaires doivent être mises en œuvre autant qu'il est nécessaire.</p>	C1	3.4.4 Missiles.
F.1.2.6	<p><b>F.1.2.6 - Chutes de charge</b></p> <p>En principe, les chutes de charge sur des équipements liés à la sûreté doivent faire l'objet de dispositions de prévention en fonction de l'importance des conséquences qui en résulteraient. Les niveaux de défense contre les chutes de charges (dispositions de</p>	C1	3.3.2 Protections vis-à-vis des séismes. 3.4.5 Collisions et chutes de charges.

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
	prévention, de surveillance et de limitation des conséquences à mettre en œuvre) doivent être définis par le concepteur.		
F.2.1	<p><b>F.2 - Protection contre les agressions externes</b></p> <p><b>F.2.1 - Évènements à considérer</b></p> <p>Les agressions externes à considérer dans la démonstration de sûreté et pour lesquelles des dispositions de conception sont demandées dans la section <b>A.2.5</b> incluent :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>· les tremblements de terre,</li> <li>· les chutes d'avions,</li> <li>· les explosions externes,</li> <li>· la foudre et les interférences électromagnétiques,</li> <li>· les eaux souterraines,</li> <li>· les conditions météorologiques extrêmes (température, neige, vent, pluie, ...),</li> <li>· les inondations externes,</li> <li>· la sécheresse,</li> <li>· la formation de glace,</li> <li>· les gaz toxiques, corrosifs ou inflammables..</li> </ul> <p>En règle générale, un bon moyen pour déterminer les dispositions à mettre en place contre les agressions externes est de définir des cas de charge. Une méthode appropriée doit être définie pour chaque agression externe en vue de déterminer les chargements ainsi que les structures, systèmes et équipements qui doivent résister à ces chargements ; de plus, pour certaines agressions externes, cette approche doit être complétée par une approche événementielle incluant, si nécessaire, une analyse</p>	C1	3.3 Protection contre les agressions externes.

	<b>FLAMANVILLE3</b>	Palier EPR	<b>Version Publique</b> — Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE		SECTION	7.1
				CHAPITRE	1	PAGE
Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires			
	fonctionnelle pour évaluer les dépendances entre agressions externes et agressions ou évènements internes.					
F.2.2.1	<p><b>F.2.2 - Exigences pour la conception des dispositions de protection contre des agressions externes spécifiques</b></p> <p><b>F.2.2.1 - Séismes</b></p> <p>Il existe deux possibilités pour la conception sismique d'une tranche : dimensionner avec des spectres et des valeurs d'accélération spécifiques au site ou dimensionner en utilisant des spectres standardisés. Dans le dernier cas, une intensité de VIII dans l'échelle MSK pourrait être retenue, par exemple pour la conception des bâtiments et des équipements non spécifiques au site ; ceci implique que, pour certains sites, des adaptations pourraient être nécessaires au cas par cas.</p> <p>Dans le contexte sismotectonique européen, les trois spectres présentés sur la figure <b>A.1</b> apparaissent bien adaptés et suffisamment conservatifs pour un dimensionnement standard. Avant toute décision sur la construction d'une tranche sur un site spécifique, le concepteur doit prouver que cette protection standard est adéquate au vu des caractéristiques réelles du site.</p>	C1	3.3.2.1 Bases de conception.			
F.2.2.1	<p>Les bâtiments classés de sûreté doivent être dimensionnés à l'égard des séismes, en utilisant des critères appropriés selon les exigences fonctionnelles correspondantes. De plus, les fonctions de sûreté doivent être accomplies pour le séisme de dimensionnement en supposant des endommagements aux équipements non sismiques ; ceci implique une vérification détaillée du comportement des installations, en tenant compte de façon appropriée de la disposition précise des équipements.</p>	C1	3.2.1.2.3 Classement sismique. 3.2.2 Liste de classement. 3.3.2 Protection vis-à-vis des séismes. 3.5 Dimensionnement des ouvrages sismiques de catégorie 1.			
F.2.2.1	<p>Un "séisme d'inspection" avec une accélération horizontale maximale de 0,05 g en champ libre est adéquat ; après l'occurrence d'un séisme de niveau inférieur ou égal à celui-ci, aucune vérification ou inspection des composants importants pour la sûreté ne devrait être nécessaire avant de ramener ou de maintenir la tranche en</p>	C1	3.3.2 Protection vis-à-vis des séismes.			

	FLAMANVILLE3	Palier EPR	Version Publique — Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE			SECTION	7.1
				CHAPITRE	1	PAGE	160/178
Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée		Conformité EPR	Commentaires			
	fonctionnement normal. Cependant des dispositions adéquates doivent être mises en place au stade de la conception pour permettre les inspections et les tests qui pourraient s'avérer nécessaires en cas de dépassement de ce niveau d'accélération.						
F.2.2.1	Pour le dimensionnement des composants et des structures des tranches électronucléaires de la prochaine génération, la combinaison du séisme de dimensionnement avec l'accident de perte de réfrigérant primaire de référence doit être prise en compte. Pour le dimensionnement des structures internes de la cuve du réacteur, cette exigence pourrait être traitée en considérant un cas de charge combinant le séisme de dimensionnement et la rupture de la plus grosse tuyauterie connectée à une tuyauterie primaire principale. De plus, concernant le dimensionnement et l'étanchéité de l'enceinte de confinement, le concepteur doit préciser sa position sur la combinaison d'une défaillance d'une tuyauterie de vapeur avec le séisme de dimensionnement. Les systèmes nécessaires pour faire face aux transitoires, incidents et accidents de référence doivent être conçus ou qualifiés pour la combinaison des chargements résultant des transitoires, incidents et accidents de référence correspondants et du séisme de dimensionnement.		C1	<p>3.2.1.2.3 Classement sismique.</p> <p>3.2.2 Liste de classement.</p> <p>3.3.2 Protection vis-à-vis des séismes.</p> <p>3.5 Dimensionnement des ouvrages sismiques de catégorie 1.</p> <p>3.6 Systèmes et composants mécaniques.</p> <p>3.7.1 Qualification des EIPs aux conditions accidentelles.</p>			
F.2.2.1	Une approche événementielle doit être appliquée pour identifier de manière exhaustive les équipements dont la défaillance pourrait induire la défaillance d'équipements dimensionnés au séisme nécessaires pour l'accomplissement des fonctions de sûreté ; cette approche doit être complétée pendant la phase de construction par une visite des locaux. Des mesures de conception complémentaires doivent être mises en place autant qu'il est possible pour supprimer les difficultés identifiées. De plus, des défaillances simultanées d'équipements non dimensionnés au séisme doivent être considérées selon une méthode appropriée.		C1	3.3.2 Protection vis-à-vis des séismes.			
F.2.2.1	Le concepteur doit aussi préciser comment il a l'intention de prouver l'existence de marges de dimensionnement suffisantes en cohérence avec les objectifs généraux de sûreté indiqués dans la section A.1.1. L'évaluation des marges doit être réalisée dans le but de démontrer qu'il n'y aurait pas d'effet falaise en matière de conséquences		C1	<p>3.5.0.3.5 Prise en compte de marges.</p> <p>18.3.1.1 EPS "séisme".</p>			

	FLAMANVILLE3	Palier EPR	Version Publique — Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE			SECTION	7.1
				CHAPITRE	1	PAGE	161/178
Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires				
	radiologiques en supposant des valeurs d'accélération inférieures aux valeurs d'accélération spécifiques au site ; la méthode correspondante doit tenir compte du comportement réel d'équipements représentatifs et des possibilités de défaillances simultanées d'équipements.						
F.2.2.1	Pour faire face à la possibilité d'une perte de longue durée des sources électriques externes, toutes les sources électriques de secours doivent être dimensionnées et qualifiées au séisme.	C1	3.2.2 Listes de classement.				
F.2.2.2	<p><b>F.2.2.2 - Chutes d'avions</b></p> <p>Pour ce qui concerne les chutes d'avion, des dispositions doivent être prises pour assurer une protection appropriée des bâtiments liés à la sûreté en considérant de façon appropriée les trafics de l'aviation générale et de l'aviation militaire à proximité du site et en anticipant autant que possible leurs évolutions au cours de la vie de l'installation.</p> <p>La protection des systèmes de sûreté doit être considérée à l'égard de l'impact direct (pénétration) ainsi qu'à l'égard de l'impact indirect lié aux vibrations induites.</p>	C1	3.3.3 Protection contre la chute d'avion.				
F.2.2.2	<p>Ces objectifs peuvent être traités en dimensionnant le bâtiment du réacteur, le bâtiment du combustible usé et certains bâtiments auxiliaires (de manière à assurer sans redondance la protection des équipements nécessaires pour arrêter le réacteur et empêcher la fusion du cœur) avec les diagrammes de chargement en fonction du temps C1 et C2 présentés sur la figure F.2, appliqués à une aire circulaire de 7 m<sup>2</sup> de la manière suivante :</p> <p>1. Le diagramme de chargement en fonction du temps C1 doit être utilisé pour le dimensionnement des structures internes de ces bâtiments contre les vibrations induites, en supposant un comportement linéaire élastique du matériau et un impact au centre de chaque voile de protection externe. Pour éviter des excitations extrêmes, un découplage des structures internes des parois externes doit être utilisé. Autant que</p>	C1	3.3.3 Protection contre la chute d'avion.				

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
	<p>possible, la fixation de systèmes et de composants sur les voiles externes devrait être évitée. Les spectres de réponse correspondants à considérer pour la conception des équipements ne doivent être calculés que pour les éléments structuraux principaux de ces bâtiments.</p> <p>2. Concernant la protection contre la pénétration, le diagramme de chargement en fonction du temps C1 doit être utilisé pour le dimensionnement des parois externes des mêmes bâtiments contre les chargements résultant d'un impact direct, de manière à assurer qu'il n'y aura ni pénétration ni écaillage et que les déformations (armatures, béton) seraient limitées.</p> <p>3. En outre, le diagramme de chargement en fonction du temps C2 doit être utilisé pour le dimensionnement à l'état limite ultime (selon l'Eurocode 2, partie 1):</p> <p>a) du bâtiment du réacteur de manière à assurer que la perforation est évitée et que l'écaillage qui pourrait survenir ne compromettrait pas l'arrêt du réacteur et la prévention de la fusion du cœur,</p> <p>b) du bâtiment du combustible usé de manière à assurer l'absence de découverture du combustible usé.</p> <p>L'analyse dynamique des vibrations induites peut être réalisée en utilisant une technique de superposition d'analyse modale avec la combinaison des réponses modales selon la méthode de « la racine carrée de la somme des carrés ».</p>		
F.2.2.2	<p>Il est souligné que, avec une disposition appropriée assurant une séparation géographique des équipements redondants non protégés, il n'est pas nécessaire de compléter l'approche par cas de charge correspondante par une approche événementielle. Cependant, il est souligné, en relation avec le fait que les tuyauteries de vapeur sont implantées par paires et ne sont pas protégées contre les chutes d'avions, que la vidange simultanée de deux générateurs de vapeur devrait être étudiée avec des règles appropriées.</p>	C1	19.3.2.1b Vidange simultanée de deux générateurs de vapeur suite à l'accident de chute d'avion.

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
F.2.2.3	<p><b>F.2.2.3 - Explosions</b></p> <p>Concernant les explosions externes, il est nécessaire de prendre en compte, pour le dimensionnement des tranches électronucléaires de la prochaine génération, comme chargement standard en fonction du temps une onde de pression de forme triangulaire à front raide avec une surpression maximale de 100 mbar et une durée de 300ms. C'est-à-dire que, en tenant compte des réflexions possibles sur les parois et les toits des bâtiments, le chargement en fonction du temps sur les parois des bâtiments consistera en une onde de surpression maximale de 200 mbar sur les parois planes.</p> <p>Pour une protection adéquate des tranches électronucléaires de la prochaine génération, le bâtiment du réacteur, le bâtiment du combustible usé, les bâtiments de sauvegarde et les bâtiments des diesels doivent être protégés de même que les structures et les conduits spécifiques au site liés à l'alimentation en eau brute.</p> <p>De plus, la protection du bâtiment des auxiliaires nucléaires doit être considérée pour ce qui concerne le risque de rejets radioactifs.</p>	C1	3.3.4 Protection vis-à-vis des risques liés à l'environnement industriel et aux voies de communication - explosion externe.
F.2.2.3	<p>Avant qu'une décision soit prise sur la construction d'une tranche sur un site spécifique, le concepteur doit prouver que la protection standard relative aux explosions est appropriée en tenant compte du développement industriel actuel et planifié autour du site. Dans le cas contraire des mesures administratives doivent être prises ou des protections complémentaires doivent être mises en place.</p>	C1	2.2 Environnement industriel, voies de communication. 3.3.4.2 Analyse de sûreté (explosions).
G.1	<p><b>G - EXIGENCES DE CONCEPTION DES SYSTEMES ET EFFICACITE DES FONCTIONS DE SURETE</b></p> <p><b>G.1- Conception du système de refroidissement de la piscine du combustible usé</b></p> <p>Le système de refroidissement de la piscine du combustible usé pourrait consister en deux trains identiques indépendants, chaque train ayant deux pompes et un échangeur de chaleur refroidi par le système de refroidissement intermédiaire.</p>	C1	9.1.3 Traitement et refroidissement de l'eau des piscines (hors IRWST).

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
G.1	<p>Les exigences suivantes seraient appliquées au système de refroidissement de la piscine du combustible usé :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>· la conception de la piscine du combustible usé et la disposition des piquages d'aspiration et de sortie du système de refroidissement de la piscine seraient telles qu'elles éviteraient une recirculation directe entre le refoulement et l'aspiration du système de refroidissement ;</li> <li>· la température de la piscine serait maintenue inférieure à 50°C en fonctionnement normal (états en puissance et à l'arrêt jusqu'au commencement du déchargement du cœur dans l'état E) avec une pompe d'un train en fonctionnement ;</li> <li>· la température de la piscine serait maintenue inférieure à 50°C pendant les états d'arrêt E et F avec deux trains en fonctionnement et une pompe de chaque train en fonctionnement ;</li> <li>· le système et la piscine du combustible usé devraient pouvoir supporter une température de 100°C. Le redémarrage et le fonctionnement du système doivent être possibles avec une piscine du combustible usé à 100°C.</li> </ul>	C1	9.1.3 Traitement et refroidissement de l'eau des piscines (hors IRWST).
G.1	<p>Une telle conception permet de conserver la disponibilité d'une pompe après la perte d'un train en postulant une défaillance unique active sur l'autre train, en reconnaissant que "l'exclusion" de la défaillance unique passive sur cet autre train pourrait être tolérée si des exigences rigoureuses sont appliquées au stade de la conception et de la construction de même que pour l'inspection en service du système de refroidissement de la piscine du combustible usé et des barillets du système de refroidissement intermédiaire.</p>	C1	9.1.3 Traitement et refroidissement de l'eau des piscines (hors IRWST).
G.1	<p>Cependant, l'approche relative aux événements initiateurs pour le système de refroidissement de la piscine du combustible usé et les systèmes supports associés, doit être définie par le concepteur, avec le classement de ces événements dans les catégories de conditions de fonctionnement et les conditions de fonctionnement de</p>	C1	9.1.6 Conception du revêtement des piscines (hors IRWST).  15.2 Etudes d'accidents.

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
	<p>réduction du risque de la tranche et les règles d'analyse associées. Les exigences de conception du système de refroidissement de la piscine du combustible usé doivent refléter l'importance de la fonction d'évacuation de la puissance résiduelle. Pour les transitoires, incidents et accidents de référence, des exigences plus rigoureuses devraient être appliquées aux conditions de fonctionnement les plus fréquentes. En particulier, des limitations adéquates de la température de la piscine du combustible usé doivent être définies pour les transitoires de référence en supposant la défaillance d'un train du système, même pendant la maintenance préventive et les essais périodiques ; ces limitations doivent tenir compte des exigences appliquées à la peau d'étanchéité de la piscine de même qu'aux structures en béton et être cohérentes avec la protection des autres systèmes de sûreté.</p>		
G.1	<p>Il est aussi souligné que le concepteur doit prévoir des dispositions permettant la maîtrise de la perte totale du système de refroidissement de la piscine du combustible usé tout en maintenant la fonction de confinement ; dans le cas contraire, la vraisemblance d'une ébullition de l'eau dans la piscine de combustible usé devra être réduite par des améliorations adéquates, notamment des systèmes supports du système de refroidissement de la piscine. De plus, comme indiqué au paragraphe <b>E.2.2.6</b>, la fusion du combustible dans la piscine doit être "pratiquement éliminée" ; le concepteur doit fournir les justifications de cette "élimination pratique", incluant les résultats d'études probabilistes de sûreté.</p>	C1	<p>18.2 Etudes probabiliste de sûreté niveau 2. 19.2.4.6 Prévention de la fusion du combustible dans la piscine de désactivation.</p>
G.2	<p><b>G.2 - Efficacité de l'étanchéité de l'enceinte de confinement</b></p> <p>Comme indiqué au paragraphe <b>B.1.4.1</b>, un faible taux de fuite de la paroi interne de l'enceinte de confinement est essentiel.</p> <p>Une attention appropriée doit être portée aux points suivants :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>· le béton à hautes performances doit être spécifié en détail ; des critères d'acceptation et des tests adéquats concernant les paramètres tels que la porosité, la</li> </ul>	C1	3.5.1 Enceinte interne avec peau métallique.

	FLAMANVILLE3	Palier EPR	Version Publique — Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE			SECTION	7.1
				CHAPITRE	1	PAGE	166/178
Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires				
	perméabilité, la maniabilité, le retrait et le fluage doivent être définis indépendamment du choix d'un site. Après le choix de celui-ci, ces tests devront être mis en œuvre ;						
G.2	· en plus des investigations menées par calcul dans une première étape, la validité des tolérances de construction et des procédés de construction pour l'utilisation combinée d'un béton à hautes performances et de tendons 55T15 doit être vérifiée expérimentalement au moins par des tests de laboratoire avec la composition spécifique du béton ;	C1	<p>□ avec BAP ont été testés sur l'enceinte interne de Civaux 2.</p> <p>Suite aux essais réalisés à Civaux 2, la note ENGSGC060080 réaffirme dans sa conclusion "EDF a rassemblé l'avis de nombreux experts et réalisé de nombreuses analyses visant à étudier les différentes causes potentielles (des écaillages constatés sur l'enceinte interne de Civaux 2). Ces investigations permettent de réaffirmer la compatibilité de l'association □</p>				
G.2	· le processus de qualification du matériau de la peau d'étanchéité et des produits d'injection doit être spécifié ; le choix de ces composants sera fondé sur les résultats des essais correspondants ;	C1	Le liner métallique, similaire à ceux des CPY, est conçu suivant l'ETC-C partie 2. Etant donné la présence du liner, il n'y a pas de produit d'injection valorisé pour l'étanchéité de l'enceinte interne.				
G.2	· la paroi interne du bâtiment de confinement devra être équipée d'une instrumentation adéquate pour suivre avec précision la perte de la précontrainte au cours du temps dans les zones singulières ; des dispositions doivent être prises pour pouvoir remplacer ou compléter les dispositifs correspondants, si nécessaire.	C1	L'instrumentation de la paroi interne est réalisée par le système EAU. La défaillance d'éléments du dispositif peut être détectée et compensée.				
G.2	Des informations doivent également être fournies par le concepteur concernant les dispositions mises en place pour éviter les fuites non collectées de l'enceinte de confinement pendant toute la vie de l'installation. En tout état de cause, la validité devra en être prouvée par des essais appropriés.	C1	<p>6.2.1 Exigences relatives à la Fonction confinement et description fonctionnelle.</p> <p>6.2.5 Contrôle du débit de fuite et essais (EPP).</p>				

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
G.2	Des informations détaillées doivent aussi être fournies par le concepteur sur les sujets suivants concernant la conception du système de ventilation de l'espace entre enceintes : <ul style="list-style-type: none"> <li>· les hypothèses relatives à la condensation de vapeur dans le béton de la paroi interne de l'enceinte de confinement doivent être définies après une évaluation appropriée des résultats expérimentaux disponibles ; le système de ventilation de l'espace entre enceintes doit être dimensionné en conséquence ;</li> <li>· la durée pendant laquelle l'espace entre enceintes serait maintenu en dépression après l'arrêt du système de ventilation de cet espace doit être précisée et justifiée ;</li> <li>· la conception du système de ventilation de l'espace entre enceintes doit aussi tenir compte de façon appropriée des fuites ou ruptures possibles de composants implantés sur la paroi externe du bâtiment de confinement ;</li> <li>· l'absence de secours électrique des ventilateurs du système de ventilation de l'espace entre enceintes par les petits groupes électrogènes doit être justifiée ;</li> </ul>	C1	6.2.2 Système de mise en dépression de l'espace entre enceintes (EDE).
G.2	<ul style="list-style-type: none"> <li>· l'intérêt d'une mesure permanente et enregistrée de l'iode et des aérosols dans les tuyauteries de la ventilation de l'espace entre enceintes en aval des filtres doit être examiné ;</li> </ul>	C1	Conformément à la directive G.2, une analyse a été réalisée pour examiner l'intérêt d'une mesure permanente et enregistrée de l'iode et des aérosols dans les tuyauteries de la ventilation de l'espace entre enceintes en aval des filtres. Il n'a pas été jugé nécessaire de rajouter une mesure spécifique, les mesures à la cheminée du BAN étant suffisantes.
G.2	<ul style="list-style-type: none"> <li>· une information détaillée doit aussi être fournie sur les moyens de confinement associés aux locaux du système de ventilation de l'espace entre enceintes, avec le classement des équipements correspondants.</li> </ul>	C1	9.4.2 Système de ventilation du bâtiment combustible (DWK). 9.4.5 Ventilation de balayage de l'enceinte (EBA)

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
G.3	<p><b>G.3 - Conception du contrôle-commande</b></p> <p>1. Les exigences applicables au contrôle-commande classé de sûreté doivent être décrites par le concepteur dans une spécification ; la cohérence de ces exigences avec la démonstration de sûreté relative aux transitoires, incidents et accidents de référence de même qu'aux conditions de fonctionnement avec défaillances multiples doit être justifiée.</p>	C1	7.1.0.1 Classification fonctionnelle.
G.3	<p>2. Les fonctions de contrôle-commande peuvent être classées F1A, F1B or F2 selon la classification générale des fonctions de sûreté (voir la section <b>B.2.1</b>). L'efficacité des actions automatiques dans ces classes doit garantir les périodes de grâce définies pour les contre-mesures manuelles en cas d'incident.</p>	C1	18.1.1.2.2 Prise en compte du contrôle-commande (CC).
G.3	<p>3. Pour accomplir ces fonctions, l'architecture des systèmes de contrôle-commande pourrait être mise en place comme suit :</p> <p>a) interfaces avec le procédé (instrumentation, organes de coupure et actionneurs) ;</p> <p>b) automates (surveillance et conduite de la tranche dans toutes les conditions normales, maîtrise du cœur, fonctions de limitation, fonctions de protection, fonctions de support et fonctions post-accidentelles, commande des actionneurs et hiérarchisation des commandes des fonctions classées) ;</p> <p>c) suivi et conduite de la tranche avec les interfaces homme-machine.</p>	C1	7.2 Architecture générale des systèmes et équipements du contrôle-commande.
G.3	<p>4. La structure physique des systèmes et équipements de contrôle-commande doit être conçue de telle sorte qu'une indépendance adéquate puisse être démontrée entre les fonctions de différents niveaux de la défense en profondeur. Ceci s'applique notamment aux limites entre systèmes de différentes classes de sûreté. De même, l'indépendance doit être démontrée pour les équipements redondants mis en place pour répondre au critère de défaillance unique ainsi qu'à des exigences de maintenance et de séparation (pour la protection contre les agressions internes) ; les</p>	C1	<p>7.1 Principes de conception du contrôle-commande.</p> <p>7.2 Architecture générale des systèmes et équipements de contrôle-commande</p>

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
	fonctions F1 devraient être capables de répondre au critère de défaillance unique pendant la maintenance ou les essais périodiques. L'indépendance doit être justifiée par des dispositions telles que la ségrégation, l'isolement, l'autonomie, la diversification ; en particulier, des dispositions (comprenant une diversification logicielle et matérielle) doivent être mises en place pour limiter les défaillances de cause commune logicielles, comme indiqué dans la section <b>A.2.2</b> .		
G.3	5. En principe, la démonstration de sûreté devrait être faite en considérant les moyens utilisés normalement par les opérateurs dans la salle de commande principale. Cependant, la mise en place dans la salle de commande principale d'une interface homme-machine conventionnelle classée F1B pour pouvoir réaliser la démonstration de sûreté avec des équipements classés F1 alors que les opérateurs utiliseraient une interface homme-machine informatisée classée F2, pourrait être acceptée pour autant que : <ul style="list-style-type: none"> <li>a) le matériel et l'architecture de l'interface homme-machine informatisée satisfassent aux exigences applicables aux systèmes F1B,</li> <li>b) le logiciel correspondant satisfasse à des exigences de qualification détaillées à proposer par le concepteur,</li> <li>c) les moyens mis en oeuvre pour la détection et la signalisation des défaillances de fonctions et d'équipements F2 essentiels de l'interface homme-machine informatisée satisfassent aux exigences applicables aux fonctions et équipements F1B.</li> </ul>	C1	7.2 Architecture générale des systèmes et équipements de contrôle-commande. 7.3 Systèmes de contrôle-commande classés F1. 7.4 Systèmes de contrôle-commande classés F2 et non classés.
G.3	6. En plus de la salle de commande principale, une station de repli doit être mise en place pour le cas d'indisponibilité de la salle de commande principale. Le concepteur doit préciser les situations pour lesquelles la salle de commande principale serait indisponible, les conséquences de telles situations et les tâches à accomplir en conséquence depuis la station de repli et les moyens associés.	C1	7.2.1.4.3 Agressions internes et externes.

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
G.3	<p>7. Les défaillances du de contrôle-commande doivent être considérées de façon systématique pour la conception et la démonstration de sûreté des tranches électronucléaires de la prochaine génération. En particulier, le concepteur doit considérer toutes les possibilités raisonnables de génération d'événements initiateurs résultant d'actions inappropriées des systèmes de contrôle-commande et vérifier si ces événements initiateurs sont enveloppés par l'analyse des transitoires, incidents et accidents de référence et des conditions de fonctionnement avec défaillances multiples.</p> <p>D'un autre côté, de telles actions inappropriées des systèmes de contrôle-commande doivent aussi être considérées en tant qu'aggravants uniques dans l'analyse des transitoires, incidents et accidents de référence. Ne sont à considérer que les actions intempestives (uniques ou multiples) qui peuvent résulter d'une défaillance unique dans les sous-systèmes de contrôle-commande ou les systèmes supports.</p>	C1	15 Etudes des conditions de fonctionnement de référence.
G.3	<p>En tout état de cause, des techniques adéquates doivent être mises en œuvre lors de la conception des matériels, des logiciels et des applications fonctionnelles pour réduire les possibilités d'actions inappropriées. Une attention spécifique devrait être portée au stade de la conception aux actions de commande simultanées sensibles aux erreurs de conception ou aux erreurs des opérateurs.</p>	C1	<p>7.2 Architecture générale des systèmes et équipements de contrôle-commande.</p> <p>7.6 Procédures et outils du système de contrôle-commande.</p> <p>17 Interface Homme — Machine.</p>
G.3	<p>8. Comme indiqué dans les parties <b>A.1</b>, <b>F.1</b> et <b>F.2</b>, la démonstration de sûreté des tranches électronucléaires de puissance de la prochaine génération doit traiter les agressions internes et externes. Ceci inclut les conséquences de telles agressions sur les systèmes de contrôle-commande.</p> <p>Les possibilités d'agressions ayant leur origine dans les équipements de contrôle-commande doivent aussi être considérées.</p>	C1	<p>3.3 Protection contre les agressions externes.</p> <p>3.4 Protection vis-à-vis des agressions internes.</p>
G.4	<b>G.4 - Utilisation de codes techniques</b>	C1	1.6.2 Codes techniques EPR.

	FLAMANVILLE3	Palier EPR	Version Publique — Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE		SECTION	7.1
				CHAPITRE	1	PAGE 171/178
Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires			
	Comme indiqué dans la section <b>A.1.2</b> , la qualité de la conception, de la fabrication, de la construction et de l'exploitation est essentielle pour la sûreté dans le cadre du premier niveau de la "défense en profondeur". La qualité doit être obtenue et démontrée notamment par un ensemble adéquat d'exigences de conception, de fabrication, de construction et d'exploitation de même que par l'assurance de la qualité. Ces exigences peuvent être regroupées dans des codes techniques.		16 Management des activités.			
G.4	<p><b>Concernant les équipements de contrôle-commande pour les tranches électronucléaires de puissance de la prochaine génération, les points suivants sont soulignés :</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>· les composants de type boîte noire (matériels et logiciels) doivent disposer d'une spécification validée fondée sur des tests spécifiques et si possible sur un retour d'expérience pertinent ;</li> <li>· en principe, pour les systèmes de contrôle-commande réalisant des fonctions F1A, il faut éviter les parties de logiciel non utilisées (c'est-à-dire les codes morts) ; les exceptions doivent être justifiées. Tout code mort devra être identifié. Les codes morts devront être spécifiés, codés, vérifiés et validés avec le reste des codes des systèmes concernés.</li> </ul>	C1	<p>7.1 Principes de conception du contrôle-commande.</p> <p>7.2.3 Principes de qualification des équipements et systèmes de contrôle-commande.</p> <p>7.3.6 Fonction de gestion de priorités et de contrôle de l'actionnement.</p>			
G.4	<p><b>Concernant le génie civil des tranches électronucléaires de la prochaine génération :</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>· la cohérence des règles applicables doit être démontrée, en tenant compte des ajouts et des modifications par rapport à des codes techniques existants ;</li> </ul>	C1	<p>1.6.2 Codes Techniques EPR.</p> <p>3.5 Dimensionnement des ouvrages sismiques de catégorie 1.</p> <p>Voir le code ETC-C.</p>			
G.4	<ul style="list-style-type: none"> <li>· un critère de compression résiduelle moyenne dans la partie courante de la paroi interne de l'enceinte de confinement n'est pas suffisant pour garantir une étanchéité adéquate de cette paroi interne, y compris les zones singulières, dans les conditions accidentelles ; des critères additionnels tel qu'une limitation appropriée des largeurs de fissures devrait être considéré ;</li> </ul>	NA	Le système de sûreté soumis dans le Rapport Préliminaire de Sûreté prenait acte de l'évolution de conception rendant la présente directive technique non-applicable. C'est le liner métallique qui assure l'étanchéité de l'enceinte.			

	FLAMANVILLE3	Palier EPR	Version Publique — Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE			SECTION	7.1
				CHAPITRE	1	PAGE	172/178
Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée		Conformité EPR	Commentaires			
G.4	· des dispositions doivent être mises en place pour assurer l'étanchéité de la paroi interne du bâtiment de confinement et de ses traversées pour une rupture de la tuyauterie d'expansion du pressuriseur combinée avec le séisme de dimensionnement ; pour autant qu'ils soient justifiés, les critères correspondants pourraient être moins sévères que ceux appliqués pour l'étanchéité dans les conditions d'un accident grave ;		C1	3.7.1 Qualification des EIPs aux conditions accidentelles. 6.2.3 Isolement de l'enceinte			
G.4	· les dispositions prises pour satisfaire aux objectifs de conception en matière de durée de vie doivent être précisées et justifiées en tenant compte des incertitudes relatives aux paramètres qui affectent le vieillissement de l'enceinte de confinement ;		C1	3.5.0 Exigences de sûreté et bases de conception des structures de catégorie 1.			
G.4	· des règles adéquates doivent être définies pour satisfaire les exigences fonctionnelles relatives, d'une part aux autres bâtiments que le bâtiment du réacteur, d'autre part aux structures métalliques (traversées du bâtiment du réacteur, peau d'étanchéité de la piscine du combustible usé...).		C1	3.5 Dimensionnement des ouvrages sismiques de catégorie 1.			
G.4	<p><b>Concernant les systèmes de chauffage, de ventilation et de conditionnement d'air des tranches électronucléaires de la prochaine génération :</b></p> · la conception des dispositifs de confinement statique et dynamique des bâtiments périphériques, y compris le bâtiment des auxiliaires nucléaires, doit être cohérente avec l'accomplissement des objectifs de sûreté indiqués dans la section <b>A.1.1</b> ; pour les accidents graves, des études de sensibilité concernant la disponibilité des systèmes de ventilation et les taux de fuite de ces bâtiments doivent être présentées ;		C1	15.3 Conséquences radiologiques. 19.2.3 Aspects radiologiques des accidents de fusion du cœur.			
G.4	· la liste précise des locaux à risque iode, y compris les locaux où circulent des liquides radioactifs dans des situations accidentelles, doit être précisée par le concepteur, de même que des critères adéquats pour la fonction de confinement de ces locaux dans les différentes situations accidentelles, en tenant compte des effets de dépression du au vent sur ces bâtiments ;		C1	12.3.3.3.3. Risques iode/aérosols.			

Index	Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de tranches nucléaires à eau pressurisée	Conformité EPR	Commentaires
G.4	· une méthode doit être présentée concernant la définition des conditions atmosphériques de base et extrêmes (température, humidité, durée, ...) de même que les exigences à appliquer, notamment aux systèmes de ventilation pour faire face à ces conditions ;	C1	3.3.6 Protection contre les conditions climatiques extrêmes.
G.4	· les dispositions de conception prises pour assurer l'habitabilité de la salle de commande principale doivent être détaillées.	C1	6.4 Habitabilité de la salle de commande. 9.4.8 Climatisation de la salle de commande principale (DCL)

Nota :

· État A	état en puissance et état d'arrêt à chaud ou intermédiaire avec toutes les fonctions de protection automatique du réacteur disponibles ; certaines fonctions peuvent être désactivées à basse pression ;
· État B	arrêt intermédiaire au dessus de 120° C, système de refroidissement à l'arrêt non connecté ; certaines fonctions de protection automatique du réacteur peuvent être désactivées ;
· État C	arrêt intermédiaire et arrêt à froid avec le système de refroidissement à l'arrêt en fonctionnement et le circuit primaire fermé ou pouvant être refermé rapidement ;
· État D	arrêt à froid avec le circuit primaire ouvert ;
· État E	arrêt à froid avec la piscine du réacteur pleine ;
· État F	arrêt à froid avec le cœur du réacteur complètement déchargé.

## **TAB-1.7.1.7 ANALYSE DE CONFORMITÉ DE L'INSTALLATION AUX RECOMMANDATIONS DES RÈGLES FONDAMENTALES DE SÛRETÉ ET GUIDES ASN**

RFS	OBJET	Applicabilité EPR (*)	Conformité EPR	Chapitres du RdS	Commentaires
I.2.a	Prise en compte des risques liés aux chutes d'avion	A + DT	OUI	3.3.3	L'objectif de la RFS est applicable à l'EPR. Néanmoins, la démarche de conception retenue découlant notamment des directives techniques, est plus contraignante.
I.2.b	Prise en compte des risques d'émission de projectiles par suite de l'éclatement des groupes turbo-alternateurs	A	OUI	3.8	
2001-01	Détermination des mouvements sismiques à prendre en compte pour la sûreté des installations	A	OUI	3.3.2	
I.2.d	Prise en compte des risques liés à l'environnement industriel et aux voies de communication	A + DT	OUI	3.3.4	L'objectif de la RFS est applicable à l'EPR. Néanmoins, la démarche de conception retenue découlant notamment des directives techniques, est plus contraignante.
I.2.e	Prise en compte du risque d'inondation d'origine externe	A	OUI	3.3.5	La RFS est applicable à l'EPR. Son éventuelle révision sera également applicable. D'ores et déjà, la démarche REX Blayais est prise en compte.
Guide n°13	Le guide n°13 de l'ASN remplace la règle fondamentale de sûreté (RFS) 1.2.e du 12 avril 1984 relative à la prise en compte du risque d'inondation d'origine externe	A	OUI	3.3.5	

RFS	OBJET	Applicabilité EPR (*)	Conformité EPR	Chapitres du RdS	Commentaires
<b>I.3.a</b>	Utilisation du critère de défaillance unique dans les analyses de sûreté	A + DT	OUI	3.2.1, 15	Le principe de la RFS est applicable à l'EPR. Toutefois, lorsque les Directives Techniques présentent des évolutions par rapport à la RFS, ce sont elles qui prévalent.
<b>I.3.b</b>	Instrumentation sismique	A	OUI	3.3 (§2.1.7)	
<b>I.3.c</b>	Études géologiques et géotechniques du site	A	OUI	2.5	
<b>II.2.2.a</b>	Conception du système d'aspersion de l'enceinte	S/O	NON	-	La conception du réacteur EPR ne fait pas appel à un système de sauvegarde (voir sous-chapitre 0) assurant une aspersion de l'enceinte. Cette RFS concerne les systèmes d'aspersion jouant un rôle de système de sauvegarde et n'est donc pas applicable au réacteur EPR.
<b>II.3.8</b>	Construction et exploitation du circuit secondaire principal	N/A	NON	-	La RFS donne des règles pour la construction et l'exploitation du circuit secondaire principal (CSP). Les exigences relatives à la construction du CSP sont maintenant l'objet de l'arrêté du 12 décembre 2005 relatif aux équipements sous pression nucléaire (voir sous-paragraphe 0.2.4). Par ailleurs le "Arrêté du 10/11/99 relatif à la surveillance en exploitation des CPP et CSP" a abrogé la partie exploitation de la RFS (voir sous-paragraphe 0.2.4).

RFS	OBJET	Applicabilité EPR (*)	Conformité EPR	Chapitres du RdS	Commentaires
<b>Guide n°8</b>	Le guide n° 8 du 4/9/2012 « Evaluation de la conformité des équipements sous pression nucléaires »	A	OUI		
<b>Guide n°19</b>	Le guide n° 19 du 21/2/2013 « Application de l'arrêté du 12/12/2005 relatif aux ESPN »	A	OUI		
<b>II.4.1.a</b>	Logiciels des systèmes électriques classés de sûreté	AP	OUI	3.2	La RFS n'est formellement pas applicable à l'EPR. Néanmoins, cette RFS est considérée comme applicable moyennant les transpositions de classement 1E/F1A et classée de sûreté non 1E/F1B.
<b>IV.1.a</b>	Classement des matériels mécaniques, systèmes électriques, structures et ouvrages de génie civil	N/A	NON	-	Les approches de classement de cette RFS et des Directives Techniques ne sont pas comparables.
<b>IV.2.a</b>	Exigences à prendre en compte dans la conception des matériels mécaniques classés de sûreté, véhiculant ou contenant un fluide sous pression et classés de niveau 2 et 3	N/A	NON	-	Les « niveaux de classement 2 et 3 » n'ont pas de signification conformément aux Directives Techniques.
<b>IV.2.b</b>	Exigences à prendre en compte dans la conception, la qualification, la mise en œuvre et l'exploitation des matériels électriques appartenant aux systèmes électriques classés de sûreté	AP	OUI	3.7	La démarche de qualification retenue pour l'EPR s'appuie sur une définition plus précise du requis et sur l'utilisation de plusieurs méthodes de qualification.
<b>V.1.a</b>	Détermination de l'activité relâchée hors du combustible à prendre en compte dans les études de sûreté relatives aux accidents	N/A	NON	-	Cette RFS peut être considérée comme obsolète.

RFS	OBJET	Applicabilité EPR (*)	Conformité EPR	Chapitres du RdS	Commentaires
V.1.b	Moyens de mesures météorologiques	A	OUI	2.3, 2.8	
V.2.b	Acceptation de l'utilisation de la RCC G datée du 01/01/1981	N/A	NON	-	Pour l'EPR, les codes applicables sont précisés au chapitre 1.6.2.
V.2.c	Acceptation de l'utilisation de la RCC M datée du 07/1984	N/A	NON	-	Pour l'EPR, les codes applicables sont précisés au chapitre 1.6.2.
V.2.d rev1	Acceptation de l'utilisation de la RCC E datée du 06/1984	N/A	NON	-	Pour l'EPR, les codes applicables sont précisés au chapitre 1.6.2.
V.2.e rev2	Acceptation de l'utilisation de la RCC C datée du 09/1989	A	OUI	1.6.2	
V.2.f	Acceptation de l'utilisation de la RCC I datée du 05/1982	N/A	NON	-	Pour l'EPR, les codes applicables sont précisés au chapitre 1.6.2.
V.2.g	Calculs sismiques des ouvrages de génie civil	N/A	NON	-	Cette RFS est considérée comme obsolète et sa révision a été décidée. Celle-ci s'est concrétisée avec la publication (26/05/2006) du <b>Guide 2/01</b> approuvée par le GP du 02/02/2006.
<b>Guide 2/01</b>	Guide 2 /01 du 26/05/2006 : « Prise en compte du risque sismique à la conception des ouvrages de génie civil d'installations nucléaires de base à l'exception des stockages à long terme des déchets radioactifs »	A	OUI	3.3.2 3.5	
V.2.h	Acceptation de l'utilisation de la RCC G datée du 10/1985	N/A	NON	-	Pour l'EPR, les codes applicables sont précisés au chapitre 1.6.2.

RFS	OBJET	Applicabilité EPR (*)	Conformité EPR	Chapitres du RdS	Commentaires
V.2.j	Acceptation de l'utilisation de la RCC I datée du 10/1987	N/A	NON	-	Pour l'EPR, les codes applicables sont précisés au chapitre 1.6.2.
2002-01	Utilisation des études probabilistes de sûreté	A	OUI	18.0	

(\*) Cf. 1.7.0 TAB 1.

## SOMMAIRE

<b>.1.8</b>	<b>INTERFACES</b>	<b>2</b>
<b>1.</b>	<b>INTERFACES LIÉES À LA SÛRETÉ ENTRE LES ÉQUIPEMENTS</b>	
	<b>MÉCANIQUES DE L'ÎLOT NUCLÉAIRE ET LE GÉNIE CIVIL</b>	<b>2</b>
1.1.	INTRODUCTION	2
1.2.	FONCTIONS	2
1.3.	DESCRIPTION DU DIMENSIONNEMENT MÉCANIQUE	3
1.4.	EXIGENCES RELATIVES AUX INTERFACES	5
1.4.1.	SUPPORTS ET AMORTISSEURS	5
1.4.2.	DISPOSITIFS ANTI-FOUETTEMENT ET ANTI-DÉBATTEMENT	5
1.4.3.	JONCTIONS DE PÉNÉTRATION	5
1.4.4.	BARRIÈRES, BLINDAGES ET CASEMATES	5
1.4.5.	ANCRAGES	5
<b>2.</b>	<b>INTERFACES LIÉES À LA SÛRETÉ ENTRE LES MATÉRIELS</b>	
	<b>ÉLECTRIQUES ET LE GÉNIE CIVIL</b>	<b>6</b>
2.1.	INTRODUCTION	6
2.2.	FONCTIONS	6
2.3.	CONCEPTION DES SUPPORTS DES ÉQUIPEMENTS	
	<b>MÉCANIQUES</b>	<b>6</b>
2.4.	EXIGENCES RELATIVES AUX INTERFACES	7
2.4.1.	SUPPORTS ET ANCRAGES	7
2.4.2.	PÉNÉTRATIONS ÉLECTRIQUES DE L'ENCEINTE	7
<b>3.</b>	<b>INTERFACES LIÉES À LA SÛRETÉ ENTRE L'ÎLOT NUCLÉAIRE ET LA</b>	
	<b>PARTIE NON NUCLÉAIRE DE LA CENTRALE</b>	<b>7</b>
3.1.	PRINCIPES GÉNÉRAUX	7
3.2.	SYSTÈMES FLUIDES	8
3.3.	SYSTÈMES ÉLECTRIQUES	8
3.4.	CONTRÔLE-COMMANDE	9
3.5.	AUTRES INTERFACES	9

## .1.8 INTERFACES

### 1. INTERFACES LIÉES À LA SÛRETÉ ENTRE LES ÉQUIPEMENTS MÉCANIQUES DE L'ÎLOT NUCLÉAIRE ET LE GÉNIE CIVIL

#### 1.1. INTRODUCTION

Les exigences s'appliquent aux connexions entre les équipements mécaniques classés de sûreté et le génie civil.

Elles comportent :

- les supports standard et les amortisseurs,
- les dispositifs anti-fouettement,
- les jonctions de pénétration,
- les barrières, blindages et structures de protection,
- les ancrages.

Les peaux d'étanchéité de la piscine sont considérées comme faisant partie des structures et ne sont donc pas prises en compte dans ce chapitre (voir section 9.1.6).

#### 1.2. FONCTIONS

- 1) Les supports sont implantés et conçus pour maintenir les contraintes, déformations et vibrations des équipements et tuyauteries dans des limites acceptables leur permettant de conserver leur intégrité et leur opérabilité dans toutes les conditions de fonctionnement de la centrale ainsi qu'en situation accidentelle.
- 2) Les amortisseurs sont conçus pour protéger les équipements et tuyauteries contre les effets des phénomènes dynamiques, typiquement un séisme, tout en permettant des déplacements lents comme la dilatation thermique ou les déplacements différentiels lents. Dans le cas de la Salle de Commande, la fonction première des amortisseurs (couplés à des ressorts) est la réalisation d'une isolation phonique optimum avec l'intégration de l'aspect protection des équipements contre les effets du séisme.
- 3) Les dispositifs anti-fouettement sont des structures conçues pour éviter ou réduire les conséquences d'un déplacement libre ou « fouettement » de tronçons de canalisations supposées rompues. Elles sont mises en place pour remplir une ou plusieurs des fonctions de dimensionnement suivantes :
  - éviter une charge d'impact excessive sur les structures de génie civil environnantes,
  - empêcher une autre canalisation ou un autre composant de subir l'impact et d'être endommagé,
  - limiter l'ouverture de la brèche et par conséquent le gradient de dépressurisation à l'intérieur du circuit fluide.

- 4) Il existe essentiellement 3 types de pénétrations :
- les pénétrations mécaniques,
  - les pénétrations électriques,
  - les pénétrations spéciales : accès matériel, sas personnel et tube de transfert du combustible.
- 5) Les barrières, blindages et casemates protègent contre les effets inadmissibles des incendies, inondations, projectiles, fouettements et jets provoqués par une rupture de tuyauterie.
- 6) Les ancrages sont des éléments de connexion entre le génie civil et :
- un équipement ou son support standard ou amortisseur ou ressort (voir [§ 1.4.1.](#)),
  - un dispositif anti-fouettement ou anti-débattement (voir [§ 1.4.2.](#)),
  - un support de tuyauterie (fixe ou mobile) ou une butée de tuyauterie,
  - une barrière ou un blindage ou une structure de protection (voir [§ 1.4.4.](#)).

Ces ancrages sont généralement constitués de « tiges » et/ou de « bèches » assurant l'interface entre le génie civil et les structures connectées. Ces ancrages sont calculés afin d'assurer le transfert des efforts apportés par les éléments connectés au génie civil aussi bien en situations de service qu'en situations accidentelles.

### **1.3. DESCRIPTION DU DIMENSIONNEMENT MÉCANIQUE**

- 1) En principe, les supports et amortisseurs sont conçus pour :
- rester élastiques dans des conditions de fonctionnement normales et anormales :
    - charges de poids mort,
    - charges de dilatation thermique,
    - charges dues à un écoulement.
  - rester globalement élastiques en conditions accidentelles, incluant :
    - le cas échéant, les charges dues aux ruptures de tuyauterie, y compris les conditions ambiantes. Les effets de collision du jet et les charges de poussée sont généralement calculés pour une brèche doublement débattue appelée brèche 2A (c'est-à-dire avec séparation complète des deux extrémités rompues). S'il existe un dispositif anti-fouettement limitant le déplacement des deux extrémités rompues, de telle manière que la surface d'écoulement à travers laquelle le fluide s'échappe soit plus petite que la section de la canalisation (ou si la canalisation rompue est assez rigide pour conduire au même résultat), une surface réaliste plus petite peut être adoptée pour évaluer les charges dues à la collision du jet et à la poussée,
    - les charges sismiques aux endroits où les équipements supportés sont conçus pour résister au séisme de dimensionnement.

Dans le cas de supports classés au sens de la sûreté et selon qu'ils sont considérés comme du « génie civil » (C1) ou bien du « matériel », l'ETC-C ou le RCC-M s'applique. Pour les supports non classés des notes d'hypothèses spécifiques sont appliquées.

- 2) Les critères précédents ne s'appliquent pas aux dispositifs anti-fouettement destinés à ne faire face qu'une fois aux effets de la rupture pour laquelle ils ont été conçus. Les parties destinées à absorber l'énergie libérée par le fouettement de la canalisation sont généralement conçues pour devenir extrêmement plastiques à cet effet. Les autres dispositifs et ancrages sont conçus selon les mêmes règles que les supports pour les situations de 4<sup>ème</sup> catégorie.
- 3) Une jonction de pénétration avec l'enveloppe de confinement intérieure est habituellement constituée d'une bride soudée d'un côté à la canalisation elle-même et de l'autre côté à un

manchon cylindrique encastré (conçu conformément à l'ETC-C). Une jonction de pénétration avec l'enveloppe de confinement extérieure est généralement un dispositif flexible soudé à la fois à la canalisation et au manchon.

- 4) La jonction de pénétration avec l'enveloppe intérieure est un point de support « fixe » pour la canalisation. Elle découple mécaniquement l'intérieur de l'extérieur. Elle est conçue pour s'adapter à toutes les charges qui pourraient être transmises par la canalisation, qu'elles proviennent de l'intérieur ou de l'extérieur. Ceci inclut une rupture de la canalisation elle-même, des charges sismiques et toutes les charges de fonctionnement ainsi que la pression maximale qui peut être atteinte à l'intérieur de l'enceinte.
- Les effets d'une rupture de canalisation à prendre en compte comprennent :
- les forces directement transmises par la canalisation elle-même,
  - les forces de collision du jet,
  - la surpression locale à l'intérieur du manchon.
- 5) En outre, tous les équipements sont conçus pour empêcher la propagation d'une rupture de canalisation, conformément aux exigences du paragraphe relatif aux agressions internes.
- 6) Une barrière ou un blindage ou bien une structure de protection est conçu afin de reprendre les charges auxquelles il est soumis. Ces structures sont conçues conformément à l'ETC-C ou RCC-M pour les structures classées au sens de la sûreté (C1 pour le génie civil), ou bien à des notes d'hypothèses spécifiques pour les structures non classées de sûreté (C1 pour le génie civil).
- 7) Les ancrages sont définis principalement en deux familles :
- les platines d'ancrages, constituées d'une platine (au sens large du terme et sans bêche) d'interface avec l'élément connecté associée à des tiges assurant la jonction avec le génie civil,
  - les tiges d'ancrage indépendantes avec ou sans bèches fixées à la platine support de l'équipement ou de l'élément connecté.

Ces ancrages sont dimensionnés en fonction de la classification et des requis associés à la fonction des éléments connectés :

- le dimensionnement des platines d'ancrages est réalisé selon l'ETC-C,
- le dimensionnement des tiges d'ancrages indépendantes ainsi que celui des bèches est réalisé en deux phases :
  - le dimensionnement dit « mécanique » de la tige d'ancrage et de la bêche est réalisé selon les requis des éléments connectés et donc selon le RCC-M, ou l'ASME pour les éléments classés de sûreté, ou bien des notes d'hypothèses spécifiques pour les éléments non classés de sûreté,
  - le dimensionnement dit « génie-civil » de la tige d'ancrage et de la bêche ainsi que de l'interface tige – génie civil et bêche – génie civil est réalisé selon l'ETC-C et les Eurocodes.

Deux types d'ancrages ont été définis afin de répondre aux requis associés à chacun des équipements / éléments :

- l'ancrage « actif », dans lequel on introduit un effort de précontrainte dans la tige d'ancrage, par l'intermédiaire d'un couple de serrage ou bien d'une tension initiale,
- l'ancrage « passif », pour lequel aucun effort est transmis à l'origine à la tige d'ancrage.

Les efforts d'interface sont définis par le calcul des réactions d'appuis des éléments connectés et sont retranscrits et combinés (si besoin) pour le dimensionnement de la tige et de son interface avec le génie civil.

**1.4. EXIGENCES RELATIVES AUX INTERFACES****1.4.1. Supports et amortisseurs**

- 1) Les plaques d'ancrage support sont assez grandes pour répartir la charge au sein de la structure de génie civil de telle manière que les contraintes dans le béton restent dans des limites acceptables. Les exigences d'interface entre les ancrages et les structures en béton se trouvent dans l'ETC-C et l'Eurocode 2.
- 2) Les supports sont conçus de manière à respecter les limites de température admissible du béton.
- 3) Les supports sont conçus de manière à permettre l'inspection en service des composants et tuyauteries qu'ils supportent et de ceux qui se trouvent dans leur voisinage.

**1.4.2. Dispositifs anti-fouettement et anti-débattement**

- 1) Les dispositifs anti-fouettement et anti-débattement sont conçus pour maintenir les charges, transmises à la structure support (une structure en béton dans la plupart des cas) et au composant auquel la canalisation rompue peut être connectée, à un niveau suffisamment faible pour que la structure support et le composant puissent remplir la fonction de sûreté qu'ils peuvent avoir à assurer dans ces circonstances.
- 2) L'espace entre les dispositifs anti-fouettement et anti-débattement de la canalisation et la canalisation elle-même est assez grand pour empêcher un contact mécanique entre eux dans tous les cas autres que celui pour lequel la butée a été installée et en particulier pour empêcher ce type de contact dans toutes les conditions normales de fonctionnement.
- 3) Ces dispositifs sont conçus de telle manière que la température atteinte par le béton reste dans les limites autorisées.
- 4) Ils permettent l'inspection en service des équipements lorsque requise.

**1.4.3. Jonctions de pénétration**

- 1) Les pénétrations de l'enceinte font partie intégrante de l'enceinte et donc respectent les critères de la section 3.5.2. Les pénétrations restent étanches dans le cas d'un rejet de radioactivité à l'intérieur de l'enceinte ou en cas de séisme. En particulier, elles sont conçues de manière à rester étanches dans les conditions de température et de pression associées à un APRP ou à un accident grave.
- 2) Etant donné que les jonctions de pénétration sont fixées rigidement à une des deux enveloppes de confinement (habituellement l'enveloppe intérieure), la jonction de pénétration réalisant l'étanchéité entre l'élément pénétrant (canalisation, câbles, sas, etc.) et l'autre enveloppe est souple afin de supporter tous les déplacements différentiels susceptibles de se produire entre les deux enveloppes de confinement en conditions normales, conditions de test ou conditions accidentelles.
- 3) Les jonctions de pénétration sont conçues de telle manière que la température atteinte par le béton reste dans des limites acceptables.
- 4) Elles permettent également les essais périodiques d'étanchéité de l'enceinte.

**1.4.4. Barrières, blindages et casemates**

Ces structures sont conçues de manière à résister, sans s'effondrer à toutes les charges qui leur sont imposées et à les transmettre aux structures du bâtiment (charges résultant de l'agression contre laquelle elles assurent une protection).

**1.4.5. Ancrages**

- 1) Les ancrages traversant n'importe laquelle des deux enceintes de confinement en béton sont évités dans la mesure du possible. Ils sont conçus de façon à être étanches,
- 2) En fonction des éventuelles exigences de non-déplacement et de non-décollement associées aux équipements et matériels, différents types d'ancrages (voir § 1.3.) sont requis :

- Pour les matériels et équipements ayant les exigences de non-déplacement et de non-décollement (en général des matériels et équipements « actifs »), l'ancrage de type « actif » est choisi de préférence.
- Les ancrages « actifs » développent des efforts normaux de traction et ne participent pas directement à la reprise des efforts de cisaillement. Les efforts de cisaillement sont, dans ce cas, repris par l'intermédiaire de bèches.
- Il est possible de reprendre les efforts de cisaillement par les ancrages « actifs » via le frottement entre le génie civil et la base de l'équipement. Cependant cette configuration est défavorable vis-à-vis du dimensionnement des tiges : elle n'est donc pas préconisée.
- Pour les autres matériels et équipements, le choix de l'ancrage « passif » est possible.

- 3) Le dimensionnement des ancrages et notamment le dimensionnement des ancrages « actifs » prend nécessairement en compte le comportement à long terme du matériau génie civil support (le béton en général).

## **2. INTERFACES LIÉES À LA SÛRETÉ ENTRE LES MATÉRIELS ÉLECTRIQUES ET LE GÉNIE CIVIL**

### **2.1. INTRODUCTION**

Les présentes exigences concernent les liaisons entre le matériel électrique classé de sûreté (EE1 et EE2) et le génie civil.

Ces liaisons concernent :

- les supports et les ancrages du matériel électrique,
- et les pénétrations électriques du bâtiment réacteur.

### **2.2. FONCTIONS**

- 1) Le terme « support » englobe les dispositifs mécaniques : fixations, visserie, etc. nécessaires pour absorber les charges du matériel électrique (moteurs, câbles, armoires, panneaux, boîtes et petit matériel) et les transmettre aux structures porteuses (structures en béton, charpentes métalliques, équipements mécaniques, etc.).
- 2) Les supports (et éventuellement les ancrages) sont conçus pour contrecarrer les effets des contraintes et des déformations susceptibles d'affecter les équipements supportés pour que celles-ci ne nuisent pas au fonctionnement de ces équipements.
- 3) Les ancrages assurent la liaison entre les structures en béton et les supports des équipements. Ces ancrages sont généralement constitués de tiges et/ou de bèches assurant l'interface entre le génie civil et les structures connectées. Ces ancrages sont calculés afin d'assurer le transfert des efforts apportés par les éléments connectés au génie civil aussi bien en situations normales de service qu'en situations accidentelles.
- 4) Les pénétrations électriques du bâtiment réacteur assurent un passage étanche à travers les murs du bâtiment pour tous les conducteurs électriques dans les conditions spécifiées dans les exigences d'interface.

### **2.3. CONCEPTION DES SUPPORTS DES ÉQUIPEMENTS MÉCANIQUES**

Pour la conception mécanique des supports, ancrages et pénétrations, les critères appliqués sont tels qu'ils permettent au matériel électrique de remplir ses fonctions de manière satisfaisante dans toutes les conditions de fonctionnement pour les charges suivantes :

- charges de poids propre,
- charges d'exploitation éventuelles,

- charges résultant du fonctionnement du matériel ou de certains de ses composants,
- charges dues :
  - aux déplacements imposés,
  - à la dilatation thermique,
  - aux transitoires électriques,
  - aux charges sismiques lorsque le matériel supporté et/ou ancré est affecté à une classe sismique.

## **2.4. EXIGENCES RELATIVES AUX INTERFACES**

### **2.4.1. Supports et ancrages**

- 1) L'analyse des supports et ancrages permet de prendre en compte les effets des charges sismiques lorsque le matériel supporté ou ancré est affecté à une classe sismique.
- 2) Les exigences relatives aux ancrages sont définies dans l'ETC-C et l'Eurocode 2 et varient selon les exigences associées aux équipements ou matériels supportés et/ou ancrés.
- 3) Les supports et ancrages sont conçus de manière à permettre l'inspection en service du matériel électrique, si nécessaire.
- 4) Pour les moteurs classés de sûreté possédant des supports séparés des équipements entraînés, le RCC-M (voir sous-chapitre 1.6) s'applique à la liaison mécanique entre les supports et les ancrages des supports.

### **2.4.2. Pénétrations électriques de l'enceinte**

Les pénétrations font partie intégrante de l'enceinte et doivent satisfaire aux critères de conception de l'enceinte de confinement (voir ETC-C). Elles doivent, en particulier, être conçues de manière à rester étanches :

- dans toutes les conditions de fonctionnement, y compris les PCC et les RRC,
- en présence des charges sismiques générées par le séisme de dimensionnement,
- en cas de court-circuit dans les pénétrations d'alimentations électriques.

Nota : La conception de la bride se conforme au RCC-M (voir sous-chapitre 1.6).

## **3. INTERFACES LIÉES À LA SÛRETÉ ENTRE L'ÎLOT NUCLÉAIRE ET LA PARTIE NON NUCLÉAIRE DE LA CENTRALE**

### **3.1. PRINCIPES GÉNÉRAUX**

Le principe recherché est la séparation entre l'îlot nucléaire et la partie non nucléaire de l'installation. Elle est obtenue en prenant des mesures adéquates pour éviter des effets inadmissibles de la partie non nucléaire sur l'îlot nucléaire.

Les paragraphes suivants décrivent les principales interfaces pour les :

- systèmes fluides,
- systèmes électriques,
- contrôle-commande,
- autres interfaces.

### **3.2. SYSTÈMES FLUIDES**

Les systèmes suivants, déjà décrits dans d'autres chapitres, ont des interfaces entre l'îlot nucléaire et la partie non nucléaire de l'installation :

- Système de vapeur principale,
- Système d'eau alimentaire, y compris la pompe de démarrage et d'arrêt,
- Système de purge des générateurs de vapeur,
- Système d'eau brute secourue,
- Système de purification, dégazage, stockage et traitement du fluide primaire,
- Système de lutte contre l'incendie,
- Stockage et distribution des gaz,
- Système de traitement des effluents liquides,
- Système d'eau déminéralisée.

Les paramètres des systèmes fluides associés sont donnés dans les chapitres systèmes correspondants.

Les interfaces associées aux systèmes de purification, dégazage, stockage et traitement du fluide primaire concernent la gestion des déchets. Un bilan de ces déchets est donné dans le chapitre 11.

### **3.3. SYSTÈMES ÉLECTRIQUES**

Comme mentionné dans les principes généraux, les effets inadmissibles de la partie non nucléaire de l'installation sur l'îlot nucléaire sont évités grâce à des mesures de découplage.

Les interfaces suivantes sont définies :

- Deux liaisons au réseau indépendantes sont mises en place :
  - Une liaison au réseau principal, équipée d'un disjoncteur de couplage du côté HTB du transformateur principal avec une puissance suffisante pour le démarrage et l'arrêt normal de la centrale par les Transformateurs de Soutirage (TS).
  - □
- Les deux connexions au réseau sont suffisamment indépendantes l'une de l'autre pour qu'une panne électrique d'une des connexions ne puisse pas affecter la seconde.
- Le groupe turbo-alternateur est capable d'alimenter les circuits électriques de l'îlot nucléaire après îlotage.
- En cas de panne électrique de la connexion au réseau principal (défaut sur le poste HTB ou perturbation réseau), la séquence est la suivante :
  - ouverture du disjoncteur de ligne, îlotage,
  - en cas d'échec (déclenchement turbine), basculement sur la ligne auxiliaire (TA),
  - en cas d'échec, ouverture des disjoncteurs 10 kV entre les jeux de barres de secours de l'îlot conventionnel et de l'îlot nucléaire, démarrage des diesels de secours.
- La structure et le nombre de trains du circuit d'alimentation électrique normal de l'îlot conventionnel sont tels que la perte d'un train de l'îlot conventionnel due à une panne électrique ne puisse affecter qu'un seul train d'alimentation de secours de l'îlot nucléaire.

Les paramètres des systèmes électriques associés sont donnés dans les chapitres systèmes correspondants.

### **3.4. CONTRÔLE-COMMANDE**

Le contrôle du fonctionnement de toute la centrale est possible depuis la salle de commande principale, via les systèmes de niveau 2 et de niveau 1. Comme mentionné dans les principes généraux, les effets inadmissibles de la partie non nucléaire de la centrale sur l'îlot nucléaire sont évités par des mesures de découplage.

Les principaux signaux fournis par la partie non nucléaire de l'installation à l'îlot nucléaire sont :

- compte-rendu de déclenchement turbine,
- signal d'îlotage,
- signal « secondaire indisponible »,
- mesures de pression du premier étage de la turbine.

Les paramètres des systèmes contrôle-commande associés sont donnés dans les chapitres systèmes correspondants.

### **3.5. AUTRES INTERFACES**

Ces interfaces sont associées à certains systèmes de ventilation pour la gestion des déchets et aux interfaces du site des bâtiments de l'îlot nucléaire. Concernant la gestion des déchets, un bilan de ces déchets est donné dans le chapitre 11.



## RAPPORT DE SURETE

— DE FLAMANVILLE 3 —

Version Publique

Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE

CHAPITRE 1

SECTION 9

PAGE 1/3

CENTRALES NUCLÉAIRES

Palier EPR

### SOMMAIRE

<b>.1.9 RECRUTEMENT ET FORMATION DU PERSONNEL D'EXPLOITATION</b>	<b>. 2</b>
<b>1. GENERALITES</b>	<b>. 2</b>
<b>2. RECRUTEMENT DU PERSONNEL</b>	<b>. 2</b>
<b>3. GESTION DES COMPETENCES</b>	<b>. 2</b>
<b>3.1. FORMATION COLLECTIVE</b>	<b>. 2</b>
<b>3.2. FORMATION INDIVIDUELLE</b>	<b>. 2</b>
<b>3.3. MOYENS DE FORMATION</b>	<b>. 2</b>
<b>3.4. CONTRÔLES</b>	<b>. 3</b>

## **.1.9 RECRUTEMENT ET FORMATION DU PERSONNEL D'EXPLOITATION**

### **1. GENERALITES**

L'organisation du CNPE permet de définir la politique de recrutement et de formation du personnel, en cohérence avec les exigences qualité de la Direction de la DPN et les performances attendues du site.

### **2. RECRUTEMENT DU PERSONNEL**

L'exploitant de la tranche nucléaire se dote d'une Gestion Prévisionnelle des Emplois et des Compétences permettant de concilier les projets professionnels du personnel et les enjeux industriels de l'Unité.

Le recrutement du personnel est réalisé sur les marchés interne et externe à EDF, en fonction du besoin et des exigences de l'emploi à pourvoir. Il est réalisé suffisamment tôt afin de disposer d'un personnel formé et professionnalisé en cohérence avec les activités à mener.

Le personnel recruté par l'exploitant de la tranche nucléaire peut être issu d'autres métiers internes à l'entreprise ou de l'extérieur et peut avoir des formations de base et des expériences professionnelles variées.

### **3. GESTION DES COMPETENCES**

#### **3.1. FORMATION COLLECTIVE**

Des plans de formation qui définissent les actions de formation obligatoires pour le personnel sont élaborés au niveau de chaque service et prennent en compte les orientations de formation définies au niveau national et au niveau de la centrale.

De tels plans contiennent les actions de formation liées aux habilitations et en particulier « l'habilitation sûreté nucléaire » qui est particulièrement importante pour toutes les activités sur l'installation nucléaire. Il n'est pas possible d'effectuer dans la tranche EPR, certaines activités sans la ou les habilitations associées. Ces plans contiennent également les formations concernant l'ensemble du personnel, comme celles relatives au plan d'urgence interne (PUI), au comportement en cas d'incendie, à la prévention des risques.

#### **3.2. FORMATION INDIVIDUELLE**

Les actions de formation et de professionnalisation sont définies individuellement et tracées.

#### **3.3. MOYENS DE FORMATION**

A tous les niveaux du management, le manager est responsable des compétences de ses collaborateurs. Il doit ainsi garantir que les activités sont confiées à des salariés compétents et habilités dans les domaines identifiés, lorsqu'une habilitation est nécessaire.

Pour ce faire le manager s'assure de la professionnalisation de ses collaborateurs, en vue de leur permettre l'acquisition et le maintien des compétences nécessaires à leur métier et d'établir à terme la reconnaissance de leur habilitation.

Cette professionnalisation repose sur des moyens diversifiés de formation qui peuvent être : immersion, compagnonnage, stages de formations en salle, sur simulateurs, chantier école sur maquettes spécifiques...

Pour la mise en œuvre de ces formations, l'exploitant de la tranche nucléaire fait appel à des organismes internes à l'entreprise ou externes choisis pour leurs compétences techniques et pédagogiques et leurs références.



## RAPPORT DE SURETE

— DE FLAMANVILLE 3 —

Version Publique

Edition DEMANDE DE MISE EN SERVICE

CHAPITRE 1

SECTION 9

PAGE 3/3

CENTRALES NUCLÉAIRES

Palier EPR

### 3.4. CONTRÔLES

Les contrôles de l'acquisition des connaissances sont effectués par les entités en charge de la réalisation de la formation sur la demande de l'exploitant. Le manager évalue les compétences de ses collaborateurs dans leur métier. Dans certains cas, cette évaluation conduit à la délivrance d'une habilitation.