

Conception des réacteurs à eau sous pression

Réalisé conjointement avec
l'Institut de radioprotection
et de sûreté nucléaire



GUIDE N° 22

Version du 18/07/2017

Préambule



La collection des guides de l'ASN regroupe les documents à destination des professionnels intéressés par la réglementation en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection (exploitants, utilisateurs ou transporteurs de sources de rayonnements ionisants, public, etc.). Ces guides peuvent également être diffusés auprès des différentes parties prenantes, telles que les Commissions locales d'information.

Chaque guide a pour objet, sous forme de recommandations :

- d'expliciter une réglementation et les droits et obligations des personnes intéressées par la réglementation ;*
- d'expliciter des objectifs réglementaires et de décrire, le cas échéant, les pratiques que l'ASN juge satisfaisantes ;*
- de donner des éléments d'ordre pratique et des renseignements utiles sur la sûreté nucléaire et la radioprotection.*

Le présent guide a été développé conjointement par l'ASN et l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN) et présente des recommandations pour la conception des REP.

Il tient notamment compte des prescriptions de sûreté pour la conception des réacteurs issues des publications de l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA) et des niveaux de référence, objectifs de sûreté ou recommandations publiés par l'association des responsables d'autorités de sûreté nucléaire des pays d'Europe de l'Ouest (WENRA).



Sommaire

I	INTRODUCTION	6
I.1	CONTEXTE ET RÉFÉRENCES RÉGLEMENTAIRES	6
I.2	OBJET DU GUIDE	7
I.3	CHAMP D'APPLICATION DU GUIDE	9
I.4	STATUT DU GUIDE	10
I.5	STRUCTURE DU GUIDE	10
I.6	DÉFINITIONS	11
II	OBJECTIFS ET PRINCIPES GÉNÉRAUX DE SÛRETÉ POUR LA CONCEPTION	13
II.1	OBJECTIFS GÉNÉRAUX	13
II.1.1	FONCTIONNEMENT NORMAL DE L'INSTALLATION	13
II.1.2	INCIDENTS ET ACCIDENTS SUSCEPTIBLES DE SURVENIR	14
II.2	PRINCIPES GÉNÉRAUX	15
II.2.1	DÉFENSE EN PROFONDEUR	16
II.2.2	BARRIÈRES	17
II.2.3	FONCTIONS PERMETTANT LA PRÉVENTION DES INCIDENTS OU ACCIDENTS OU LA LIMITATION DE LEURS CONSÉQUENCES	18
II.2.4	DÉMONSTRATION DE SÛRETÉ NUCLÉAIRE - APPROCHE GÉNÉRALE	18
III	DEMONSTRATION DE SÛRETÉ NUCLÉAIRE	19
III.1	IDENTIFICATION DES ÉVÉNEMENTS POUVANT AFFECTER LA SÛRETÉ NUCLÉAIRE DE L'INSTALLATION	19
III.2	PRISE EN COMPTE DES ÉVÉNEMENTS POUVANT AFFECTER LA SÛRETÉ NUCLÉAIRE DE L'INSTALLATION	19
III.3	DOMAINE DE CONCEPTION DE RÉFÉRENCE	21
III.3.1	CONDITIONS DE FONCTIONNEMENT DE RÉFÉRENCE	21
III.3.1.1	Événements pris en compte et catégorisation au titre des conditions de fonctionnement de référence	21
III.3.1.2	Objectifs et exigences associés aux conditions de fonctionnement de référence	22
III.3.1.3	Critères techniques d'acceptation associés aux conditions de fonctionnement de référence	24
III.3.1.4	Règles d'étude des conditions de fonctionnement de référence	25
III.3.1.5	Évaluation des conséquences radiologiques des conditions de fonctionnement de référence	28
III.3.2	AGRESSIONS INTERNES DE RÉFÉRENCE (HORS ACTES DE MALVEILLANCE)	29
III.3.2.1	Objectifs et principes de conception associés aux agressions internes de référence	29
III.3.2.2	Événements pris en compte au titre des agressions internes de référence	30
III.3.2.3	Règles d'études des agressions internes de référence	31
III.3.2.4	Évaluation des conséquences radiologiques des agressions internes de référence	32
III.3.3	AGRESSIONS EXTERNES DE RÉFÉRENCE (HORS ACTES DE MALVEILLANCE)	32
III.3.3.1	Objectifs et principes de conception associés aux agressions externes de référence	32
III.3.3.2	Événements pris en compte au titre des agressions externes de référence et caractérisation	33
III.3.3.3	Règles d'étude des agressions externes de référence	35
III.3.3.4	Évaluation des conséquences radiologiques des agressions externes de référence	36
III.4	DOMAINE DE CONCEPTION ÉTENDU	37
III.4.1	ÉVÉNEMENTS PRIS EN COMPTE DANS LE DOMAINE DE CONCEPTION ÉTENDU ET OBJECTIFS	37
III.4.2	EXIGENCES ASSOCIÉES AUX CONDITIONS DEC-A ET DEC-B	38



III.4.3	CRITÈRES TECHNIQUES D'ACCEPTATION ASSOCIÉS AU DOMAINE DE CONCEPTION ÉTENDU	39
III.4.4	RÈGLES D'ÉTUDE DANS LE DOMAINE DE CONCEPTION ÉTENDU	39
III.4.5	ÉVALUATION DES CONSÉQUENCES RADIOLOGIQUES DANS LE DOMAINE DE CONCEPTION ÉTENDU	39
III.4.6	AGRESSIONS EXTERNES NATURELLES	40
III.5	AGRESSIONS CONSTITUÉES PAR DES ACTES DE MALVEILLANCE	41
III.6	UTILISATION DES ÉTUDES PROBABILISTES DE SÛRETÉ	42
III.7	PRINCIPES POUR LE DÉVELOPPEMENT DE MÉTHODES D'ÉTUDES	43
IV	RECOMMANDATIONS GÉNÉRALES POUR LA CONCEPTION	44
IV.1	ARCHITECTURE DES FONCTIONS DE SÛRETÉ	44
IV.1.1	GÉNÉRALITÉS	44
IV.1.2	INDÉPENDANCE ENTRE EIP	44
IV.1.3	AUTONOMIE DE L'INSTALLATION	45
IV.1.4	SYSTÈMES IP COMMUNS À PLUSIEURS INB OU À UN RÉACTEUR ET À UNE PISCINE D'ENTREPOSAGE DES ASSEMBLAGES DE COMBUSTIBLE	45
IV.2	CONCEPTION DES EIP	46
IV.2.1	CATÉGORISATION DES FONCTIONS DE SÛRETÉ ET DÉTERMINATION DES EXIGENCES DÉFINIES DES EIP	46
IV.2.2	FIABILITÉ DES EIP ET DES SYSTÈMES IP	48
IV.2.3	CRITÈRE DE DÉFAILLANCE UNIQUE	48
IV.2.4	QUALIFICATION DES EIP	49
IV.2.5	PRISE EN COMPTE À LA CONCEPTION DES EIP DES PRATIQUES INDUSTRIELLES, DE LA MAINTENANCE, DU SUIVI EN SERVICE ET DES CONTRAINTES RELATIVES À LEUR VIEILLISSEMENT	49
IV.2.6	PRISE EN COMPTE À LA CONCEPTION DU DÉMANTÈLEMENT ET DE LA REMISE EN ÉTAT DU SITE	50
IV.3	PRISE EN COMPTE DES DIMENSIONS ORGANISATIONNELLES ET HUMAINES DANS LA CONCEPTION DU SYSTÈME SOCIOTECHNIQUE	52
IV.4	PRISE EN COMPTE DE LA RADIOPROTECTION À LA CONCEPTION	54
V	RECOMMANDATIONS SPÉCIFIQUES POUR LA CONCEPTION DES BARRIÈRES	56
V.1	CŒUR DU RÉACTEUR ET DISPOSITIFS ASSOCIÉS	56
V.2	CIRCUITS PRIMAIRE ET SECONDAIRES	57
V.2.1	RECOMMANDATIONS GÉNÉRALES	57
V.2.2	PROTECTION CONTRE LES SURPRESSIONS	58
V.2.3	COMPOSANTS « NON RUPTIBLES »	58
V.2.4	AUTRES CONSIDÉRATIONS LIÉES AU CPP	59
V.2.5	AUTRES CONSIDÉRATIONS LIÉES AUX CSP	61
V.3	3 ^È BARRIÈRE	62
V.3.1	RECOMMANDATIONS GÉNÉRALES	62
V.3.2	TRAVERSÉES ET OUVERTURES DE L'ENCEINTE DE CONFINEMENT	62
VI	RECOMMANDATIONS SPÉCIFIQUES À CERTAINES FONCTIONS DE SÛRETÉ	64
VI.1	MAÎTRISE DES RÉACTIONS NUCLÉAIRES EN CHAÎNE DANS LE CŒUR	64
VI.2	ÉVACUATION DE LA PUISSANCE THERMIQUE ISSUE DES SUBSTANCES RADIOACTIVES ET DES RÉACTIONS NUCLÉAIRES	65
VI.2.1	SYSTÈMES D'ÉVACUATION DE LA PUISSANCE RÉSIDUELLE DU CŒUR	65
VI.2.2	SYSTÈME(S) D'INJECTION D'EAU DE SECOURS DANS LE CŒUR	65
VI.2.3	DÉPRESSURISATION DU CIRCUIT PRIMAIRE EN SITUATION ACCIDENTELLE	65



VI.2.4	ÉVACUATION DE LA PUISSANCE HORS DE L'ENCEINTE DE CONFINEMENT	66
VI.3	CONFINEMENT DES SUBSTANCES RADIOACTIVES	66
VI.3.1	CONCEPTION DES EIP ASSURANT LE CONFINEMENT DES SUBSTANCES RADIOACTIVES	66
VI.3.2	CONFINEMENT EN FONCTIONNEMENT NORMAL	67
VI.3.3	CONFINEMENT DES BÂTIMENTS	67
VI.3.4	SYSTÈMES DE VENTILATION	68
VI.3.5	SURVEILLANCE ET ESSAIS PÉRIODIQUES	68
VII	AUTRES RECOMMANDATIONS SPECIFIQUES POUR LA CONCEPTION	70
VII.1	CONCEPTION DES SYSTÈMES ASSURANT UNE FONCTION SUPPORT	70
VII.1.1	CONCEPTION DES SYSTÈMES D'ÉVACUATION DE LA CHALEUR VERS LA SOURCE FROIDE ET DE LA SOURCE FROIDE	70
VII.1.2	ALIMENTATION ÉLECTRIQUE	70
VII.1.2.1	Recommandations générales	70
VII.1.2.2	Système d'alimentation électrique normale	70
VII.1.2.3	Système d'alimentation électrique de secours	71
VII.1.3	SYSTÈMES DE CONDITIONNEMENT THERMIQUE	72
VII.2	CONTRÔLE VOLUMÉTRIQUE ET CHIMIQUE DU RÉFRIGÉRANT PRIMAIRE	72
VII.3	MANUTENTION ET ENTREPOSAGE DU COMBUSTIBLE NUCLEAIRE	72
VII.3.1	MANUTENTION DES ASSEMBLAGES DE COMBUSTIBLE	72
VII.3.2	ENTREPOSAGE À SEC DES ASSEMBLAGES DE COMBUSTIBLE NEUFS	73
VII.3.3	ENTREPOSAGE SOUS EAU DU COMBUSTIBLE	73
VII.3.4	OPÉRATIONS D'EXPLOITATION SUR LES ASSEMBLAGES DE COMBUSTIBLE	75
VII.4	CONTRÔLE-COMMANDE	75
VII.4.1	RÈGLES DE CONCEPTION DU CONTRÔLE-COMMANDE	75
VII.4.2	INSTRUMENTATION	76
VII.4.3	RÉGULATIONS ET LIMITATIONS	76
VII.4.4	SYSTÈME DE PROTECTION DU RÉACTEUR	77
VII.4.5	SALLES DE COMMANDE	78
VII.5	GESTION DE CRISE	79
VII.6	GESTION DES EFFLUENTS ET DES DÉCHETS RADIOACTIFS	80
VIII	DOCUMENTATION DE CONCEPTION	82



I INTRODUCTION

I.1 Contexte et références réglementaires

Pour élaborer le présent guide, les textes réglementaires et autres textes d'orientation suivants ont été pris en compte :

- la directive 2014/87/EURATOM du Conseil européen du 8 juillet 2014 modifiant la directive 2009/71/Euratom établissant un cadre communautaire pour la sûreté nucléaire des installations nucléaires ;
- le code de l'environnement, notamment :
 - o le chapitre III du titre IX du livre V ;
 - o les articles R. 557-9-1 et suivants, R. 557-12-1 et suivants et R. 557-14-1 et suivants ;
- le code de la santé publique ;
- le code du travail ;
- le décret n° 99-1046 du 13 décembre 1999 relatif aux équipements sous pression ;
- le décret n° 2007-1557 du 2 novembre 2007 modifié relatif aux installations nucléaires de base et au contrôle, en matière de sûreté nucléaire, du transport de substances radioactives ;
- l'arrêté du 10 novembre 1999 modifié relatif à la surveillance de l'exploitation du circuit primaire principal et des circuits secondaires principaux des réacteurs nucléaires à eau sous pression ;
- l'arrêté du 12 décembre 2005 modifié relatif aux équipements sous pression nucléaires ;
- l'arrêté du 7 février 2012 modifié fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base ;
- l'arrêté du 30 décembre 2015 relatif aux équipements sous pression nucléaires ;
- la décision n° 2014-DC-0417 de l'ASN du 28 janvier 2014 relative aux règles applicables aux installations nucléaires de base (INB) pour la maîtrise des risques liés à l'incendie ;
- la 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 ;
- la décision n° 2015-DC-532 de l'ASN du 17 novembre 2015 relative au rapport de sûreté des installations nucléaires de base ;
- les directives techniques (DT) pour la conception et la construction de la prochaine génération de réacteurs nucléaires à eau sous pression, adoptées pendant les réunions plénières du groupe permanent pour les réacteurs nucléaires et des experts allemands les 19 et 26 octobre 2000 ;
- les règles fondamentales de sûreté (RFS) et guides applicables aux réacteurs à eau sous pression (REP), publiés par l'ASN (cf. annexe 3).

Par ailleurs, les objectifs de sûreté pour les nouveaux réacteurs¹ et les niveaux de référence² publiés par l'association des responsables d'autorités de sûreté nucléaire des pays d'Europe de l'Ouest WENRA (Western European Nuclear Regulators Association) ainsi que les normes de sûreté AIEA (SSR-2/1 notamment³) ont été pris en compte.

¹ « WENRA statement on safety objectives for new nuclear power plants », publié en novembre 2010

« WENRA-RHWG report - Safety of new NPP designs », publié en août 2013

² « Report - WENRA Safety Reference Levels for Existing Reactors », publié en septembre 2014

³ « Safety of nuclear power plants: design », Specific Safety Requirements IAEA, n° SSR-2/1, première révision publiée en février 2016



I.2 Objet du guide

Le présent guide traite à la fois d'aspects relatifs à la conception des installations, qui doit être fondée sur une application adéquate du principe de défense en profondeur, et d'aspects relatifs à la démonstration de la sûreté nucléaire d'une conception, qui suppose qu'une conception ait été choisie. Dans la pratique, du fait de la nécessité d'aboutir à une conception dont la sûreté puisse être démontrée, les études de conception et les études de la démonstration de sûreté nucléaire sont réalisées dans un processus itératif. Compte tenu de la nature du présent texte, ce qui concerne la démonstration de la sûreté nucléaire est particulièrement développé, étant entendu que le caractère approprié d'une nouvelle conception doit d'abord être examiné sous l'angle de l'application du principe de défense en profondeur.

Le présent guide présente les recommandations de l'ASN et de l'IRSN pour la conception des réacteurs électronucléaires à eau sous pression (REP⁴). Son objectif premier est de traiter la prévention⁵ des incidents et des accidents de nature radiologique et la limitation de leurs conséquences. Il aborde également d'autres aspects liés à la gestion des risques de nature non-radiologique ou aux inconvénients qui résulteront de l'exploitation de l'installation.

Article L. 593-6 du code de l'environnement

L'exploitant d'une installation nucléaire de base est responsable de la maîtrise des risques et des inconvénients que son installation peut présenter.

Il a été élaboré sur la base de connaissances établies à la suite des instructions menées sur les réacteurs électronucléaires en exploitation, en construction ou en projet en France. Ce guide tient donc compte des enseignements tirés de l'examen de dossiers techniques soumis par les industriels français à l'ASN, ayant mis en lumière la pertinence de certaines pratiques. Il sera mis à jour régulièrement afin de tenir compte de l'évolution des connaissances, du retour d'expérience (tant de son application sur des exemples concrets que de l'exploitation des installations), de recommandations émises par des organismes internationaux ou de nouvelles pratiques. Afin de tenir compte de telles évolutions, l'ASN pourra émettre des recommandations complémentaires – voire alternatives – avant la prochaine révision du guide.

Il est destiné aux futurs exploitants de REP en France, responsables de la maîtrise des risques et inconvénients que l'installation peut présenter conformément à l'article L. 593-6 du code de l'environnement, mais également aux rédacteurs de cahiers de charges et concepteurs de telles installations, sans préjudice des responsabilités des fabricants d'ESPN prévues par la réglementation.

Ce guide rappelle, sous forme d'encadrés hors texte, des exigences réglementaires à prendre en compte à la conception et présente, dans son texte courant, des recommandations qui permettent de les respecter, tant sur des aspects techniques que sur les facteurs organisationnels et humains pertinents, visant à la protection des intérêts mentionnés au premier alinéa de l'article L. 593-1 du code de l'environnement. Ces recommandations portent notamment sur ce que devraient être les objectifs, exigences et critères que les industriels se fixent pour la conception de l'installation afin de respecter les objectifs généraux fixés par la réglementation.

Dans le présent guide, les recommandations sont formulées en utilisant le verbe devoir au présent de l'indicatif, bien qu'elles soient par nature non prescriptives.

⁴ Voir définition en annexe 1.

⁵ Dans la suite du guide, il faut comprendre « prévenir » ou « prévention » comme la recherche de dispositions visant à éviter un événement ou une situation, sans garantie d'y parvenir.



Article L. 593-1 du code de l'environnement

Les installations nucléaires de base énumérées à l'article L. 593-2 sont soumises au régime légal défini par les dispositions du présent chapitre et du chapitre VI du présent titre en raison des risques ou inconvénients qu'elles peuvent présenter pour la sécurité, la santé et la salubrité publiques ou la protection de la nature et de l'environnement.

Article L. 593-42 du code de l'environnement

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.





I.3 Champ d'application du guide

Le présent guide s'applique aux REP. Il traite pour l'essentiel de la prévention des incidents et des accidents de nature radiologique et de la limitation de leurs conséquences, sachant que d'autres aspects (liés à la gestion des risques de nature non-radiologique ou aux inconvénients qui résulteront de l'exploitation courante de l'installation, radioprotection, sécurité des intervenants) sont à considérer pour la conception des REP.

Ayant pour champ d'application premier la conception des nouveaux REP, les recommandations de ce guide pourront également être utilisées, à titre de référence, pour la recherche d'améliorations à apporter aux réacteurs existants, par exemple à l'occasion de leurs réexamens périodiques de sûreté, conformément à l'article L. 593-18 du code de l'environnement et aux articles 8 *bis* et *quater* introduits par la directive européenne du 8 juillet 2014.

Article L. 593-18 du code de l'environnement

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

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

Directive 2014/87/EURATOM du Conseil du 8 juillet 2014 modifiant la directive 2009/71/Euratom établissant un cadre communautaire pour la sûreté nucléaire des installations nucléaires

Article 8 bis

Objectif de sûreté nucléaire pour les installations nucléaires

1. Les États membres veillent à ce que le cadre national en matière de sûreté nucléaire exige que les installations nucléaires soient conçues, situées, construites, mises en service, exploitées et déclassées avec l'objectif de prévenir les accidents et, en cas de survenance d'un accident, d'en atténuer les conséquences et d'éviter :
 - a. les rejets radioactifs précoces qui imposeraient des mesures d'urgence hors site mais sans qu'il y ait assez de temps pour les mettre en œuvre ;
 - b. les rejets radioactifs de grande ampleur qui imposeraient des mesures de protection qui ne pourraient pas être limitées dans l'espace ou dans le temps.
2. Les États membres veillent à ce que le cadre national exige que l'objectif énoncé au paragraphe 1 :
 - a. s'applique aux installations nucléaires pour lesquelles une autorisation de construire est octroyée pour la première fois après le 14 août 2014 ;
 - b. soit utilisé comme une référence pour la mise en œuvre en temps voulu de mesures d'amélioration raisonnablement possibles dans une installation nucléaire existante, y compris dans le cadre des examens périodiques de sûreté définis à l'article 8 quater, point b).

Article 8 quater

Évaluation initiale et examens périodiques de la sûreté

Les États membres veillent à ce que le cadre national exige que :

- a. ...
- b. le titulaire d'une autorisation sous le contrôle réglementaire de l'autorité de réglementation compétente réévalue systématiquement et régulièrement, au moins tous les dix ans, la sûreté de l'installation nucléaire... Cette réévaluation de la sûreté ...recense les nouvelles améliorations à apporter en matière de sûreté par la prise en compte ... des résultats les plus récents de la recherche et de l'évolution des normes internationales, en prenant comme référence l'objectif énoncé à l'article 8 bis.



I.4 Statut du guide

À la date de parution du guide, celui-ci doit être prioritairement pris en compte pour les REP dont le décret d'autorisation de création n'a pas encore été délivré.

Le respect des recommandations du présent guide est considéré comme une façon satisfaisante de répondre aux exigences réglementaires concernant la sûreté nucléaire. Néanmoins, il est possible de s'en écarter s'il est justifié que les exigences réglementaires sont satisfaites par d'autres moyens. En l'absence de recommandation sur un sujet spécifique, l'acceptabilité de la proposition de l'exploitant pour un projet donné sera évaluée dans le cadre de l'examen du dossier relatif à ce projet.

Ce guide a fait l'objet d'une consultation auprès des parties prenantes en septembre 2016, dont les exploitants d'installations nucléaires de base, puis d'un examen par le Groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires (GPR) auquel étaient associés des membres du Groupe permanent d'experts pour les équipements sous pression nucléaires (GP ESPN).

I.5 Structure du guide

Le guide est structuré en 8 parties :

- 1) la présente partie I constitue l'introduction du guide ; elle comporte également les définitions spécifiques pour le guide ;
- 2) la partie II présente les objectifs et principes généraux de conception ;
- 3) la partie III porte sur la démonstration de sûreté nucléaire ;
- 4) la partie IV traite des recommandations générales pour la conception ;
- 5) la partie V traite des recommandations spécifiques pour la conception des barrières ;
- 6) la partie VI traite des recommandations spécifiques à certaines fonctions de sûreté ;
- 7) la partie VII énonce d'autres recommandations spécifiques pour la conception ;
- 8) la partie VIII porte sur la documentation de conception.

Il comporte en outre quatre annexes :

- Annexe 1 : définitions
- Annexe 2 : correspondance avec la terminologie utilisée dans les textes internationaux (AIEA, WENRA)
- Annexe 3 : RFS et guides de l'ASN applicables à la date de parution du présent document
- Annexe 4 : liste des acronymes





I.6 Définitions

1.6.1 Les termes « *sûreté nucléaire* » et « *radioprotection* » ont le sens fixé à l'article L. 591-1 du code de l'environnement. Les définitions correspondantes sont reproduites en annexe 1 du présent guide ; ainsi, la sûreté nucléaire couvre la prévention et la limitation des conséquences des accidents qu'ils soient de nature radiologique ou non. Comme indiqué au chapitre I.3, les recommandations du présent guide traitent pour l'essentiel de la prévention et de la limitation des conséquences des accidents de nature radiologique.

Dans la suite du guide, sauf mention particulière, le terme « fonction de sûreté » renvoie à une fonction de sûreté nucléaire vis-à-vis du risque radiologique.

Les termes « *REP* » et « *effet falaise* » ont le sens fixé par le *Journal Officiel* de la République française des – respectivement – 22 septembre 2000 et 31 mai 2012. Les définitions correspondantes sont reproduites en annexe 1 du présent guide.

Les termes « *activité importante pour la protection* », « *agression interne, agression externe* », « *défaillance interne* », « *démonstration de sûreté nucléaire* », « *effluent* », « *effluent radioactif* », « *élément important pour la protection* », « *événement déclencheur* », « *exigence définie* », « *exploitant* », « *facteurs organisationnels et humains* », « *fonctionnement normal* », « *incident ou accident* », « *situation d'urgence* », « *substance dangereuse* », « *zone à production possible de déchets nucléaires* » ont le sens fixé à l'article 1^{er}.3 de l'arrêté du 7 février 2012. Les définitions correspondantes sont reproduites en annexe 1 du présent guide.

Les termes suivants « *cœur* », « *conservatif, ive* », « *criticité* », « *réactivité* » et « *sous-critique* » sont ceux du vocabulaire de l'ingénierie nucléaire publiés au *Journal officiel* de la République française à la date de publication du présent guide. Les définitions correspondantes sont reproduites en annexe 1 du présent guide.

Dans la suite du guide, sauf mention particulière, le terme EIP (élément important pour la protection) est à comprendre comme un EIP nécessaire à la démonstration de sûreté nucléaire pour les risques de nature radiologique. Par commodité de lecture :

- si le texte porte sur un EIP qui est une structure ou un composant pris en compte individuellement, le terme « structure IP » ou « composant IP » peut être utilisé ;
- si le texte porte sur l'ensemble des EIP d'un système, le terme « système IP » peut être utilisé.

1.6.2 Les expressions « *aggravant* », « *agression de référence* », « *condition de fonctionnement de référence* », « *critère de défaillance unique* », « *défaillance unique* », « *défaillance unique active* », « *défaillance unique passive* », « *état contrôlé* », « *état sûr* », « *événement initiateur unique (EIU)* », « *fonction de sûreté* », « *fonction support* », « *intégrité d'une barrière* », « *méthode d'étude* », « *raisonnablement possible* », « *situation plausible* » sont définies en annexe 1.

Article L. 591-1 du code de l'environnement

La sûreté nucléaire est l'ensemble des dispositions techniques et des mesures d'organisation relatives à la conception, à la construction, au fonctionnement, à l'arrêt et au démantèlement des installations nucléaires de base ainsi qu'au transport des substances radioactives, prises en vue de prévenir les accidents ou d'en limiter les effets.

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



1.6.3 Une correspondance entre les termes utilisés dans le présent guide et la terminologie utilisée dans les autres publications internationales est présentée en annexe 2 du présent guide.





II OBJECTIFS ET PRINCIPES GÉNÉRAUX DE SÛRETÉ POUR LA CONCEPTION

II.1 Objectifs généraux

II.1.1 Fonctionnement normal de l'installation

2.1.1.1 En application de l'article L. 1333-2 du code de la santé publique, un des objectifs de conception est qu'en fonctionnement normal l'exposition radiologique des personnes, y compris par les atteintes portées à l'environnement, soit aussi faible que possible dans des conditions économiquement acceptables, aussi bien à l'intérieur qu'à l'extérieur de l'installation.

Article L. 1333-2 du code de la santé publique

Les activités nucléaires satisfont aux principes suivants : [...] 2° Le principe d'optimisation, selon lequel le niveau l'exposition des personnes aux rayonnements ionisants résultant d'une de ces activités, la probabilité de la survenue de cette exposition et le nombre de personnes exposées doivent être maintenus au niveau le plus faible qu'il est raisonnablement possible d'atteindre, compte tenu de l'état des techniques, des facteurs économiques et sociétaux...

2.1.1.2 En application du I de l'article 4.1.1 et du II. de l'article 6.1 de l'arrêté du 7 février 2012, un objectif de conception est de limiter :

- les quantités et la toxicité chimique et radiologique des rejets d'effluents liquides et gazeux ;
- les quantités et les activités des déchets radioactifs ;

liés au fonctionnement normal de l'installation en tirant parti des meilleures techniques disponibles, au sens de l'annexe 1 de l'arrêté du 26 avril 2011, en prenant en considération les caractéristiques de l'installation, son implantation géographique et les conditions locales de l'environnement. Cet objectif s'inscrit dans le cadre d'une optimisation de la production des effluents et des déchets qui tient compte des considérations de radioprotection.

Article 4.1 de l'arrêté du 7 février 2012

I. — Les inconvénients mentionnés à l'article 1er.2 incluent, d'une part, les impacts occasionnés par l'installation sur la santé et l'environnement du fait des prélèvements d'eau et rejets, et, d'autre part, les nuisances qu'elle peut engendrer, notamment par la dispersion de micro-organismes pathogènes, les bruits et vibrations, les odeurs ou l'envol de poussières.

II. — Vis-à-vis des inconvénients susmentionnés, les meilleures techniques disponibles mentionnées à l'article 1er.2 sont celles définies par l'arrêté du 26 avril 2011 susvisé dans sa version mentionnée en annexe I.

Article 4.1.1 de l'arrêté du 7 février 2012

I. — L'exploitant prend toutes dispositions, dès la conception, pour limiter les rejets d'effluents de l'installation.

Article 6.1 de l'arrêté du 7 février 2012

II. — L'exploitant prend toutes dispositions, dès la conception, pour prévenir et réduire, en particulier à la source, la production et la nocivité des déchets produits dans son installation.

III. — Pour la gestion des déchets, les meilleures techniques disponibles mentionnées à l'article 1^{er} 2 sont celles définies par l'arrêté du 26 avril 2011 susvisé dans sa version mentionnée en annexe 1.



Annexe 1 de l'arrêté du 26 avril 2011 relatif à la mise en œuvre des meilleures techniques disponibles prévue par l'article R. 512-8 du code de l'environnement

Les meilleures techniques disponibles ... se définissent comme le stade de développement le plus efficace et avancé des activités et de leurs modes d'exploitation, démontrant l'aptitude pratique de techniques particulières à constituer, en principe, la base des valeurs limites d'émission visant à éviter et, lorsque cela s'avère impossible, à réduire de manière générale les émissions et l'impact sur l'environnement dans son ensemble.

Par « techniques », on entend aussi bien les techniques employées que la manière dont l'installation est conçue, construite, entretenue, exploitée et mise à l'arrêt.

Par « disponibles », on entend les techniques mises au point sur une échelle permettant de les appliquer dans le contexte du secteur industriel ou agricole concerné, dans des conditions économiquement et techniquement viables, en prenant en considération les coûts et les avantages, que ces techniques soient utilisées ou produites ou non sur le territoire de l'État membre intéressé, pour autant que l'exploitant concerné puisse y avoir accès dans des conditions raisonnables.

Par « meilleures », on entend les techniques les plus efficaces pour atteindre un niveau général élevé de protection de l'environnement dans son ensemble.

2.1.1.3 La conception contribue, pour le fonctionnement normal, au respect des objectifs d'optimisation de l'exposition des travailleurs aux rayonnements ionisants mentionnés à l'article R. 4451-10 du code du travail.

Article R. 4451-10 du code du travail

Les expositions professionnelles individuelles et collectives aux rayonnements ionisants sont maintenues en deçà des limites prescrites par les dispositions du présent chapitre au niveau le plus faible qu'il est raisonnablement possible d'atteindre.

II.1.2 Incidents et accidents susceptibles de survenir

En cohérence avec les dispositions mentionnées à l'article 8 *bis* introduit par la directive européenne du 8 juillet 2014, les objectifs de conception suivants sont à retenir :

2.1.2.1 Un objectif doit être de limiter, lors des incidents ou des accidents, les rejets de substances radioactives ou dangereuses ou les effets dangereux, ainsi que leurs impacts sur l'homme et l'environnement, à des niveaux aussi faibles que possible dans des conditions économiquement acceptables en prenant en compte l'avancement de la technique et de la pratique au moment de la conception. À cet effet, les objectifs de conception s'inscrivent dans une recherche d'amélioration continue de la sûreté nucléaire, intégrant le retour d'expérience des installations antérieures.

2.1.2.2 Un objectif doit être de prévenir les incidents et accidents de nature radiologique et de limiter les conséquences de ceux qui pourraient survenir malgré les dispositions de prévention retenues ; ces conséquences doivent être d'autant plus faibles que la fréquence estimée de l'incident ou accident est importante. À ces fins, les choix de conception doivent permettre de :

- minimiser le nombre d'incidents et limiter les possibilités d'apparition d'accidents ;
- minimiser autant que raisonnablement possible la fréquence des accidents conduisant à une fusion de combustible ;
- prévenir ou, à défaut, limiter les rejets radioactifs pouvant résulter des incidents ou accidents, y compris des accidents avec fusion de combustible ; en particulier, des dispositions visent à empêcher la contamination, par des substances radioactives, de la source froide, des eaux souterraines ou superficielles.



2.1.2.3 En particulier, pour les risques de nature radiologique :

- pour les accidents sans fusion de combustible (dans le cœur du réacteur ou en piscine), les conséquences radiologiques doivent être aussi faibles que raisonnablement possible et, en tout état de cause, elles ne doivent pas conduire à la nécessité de mettre en œuvre des mesures de protection des populations (pas de mise à l'abri, pas de prise d'iode stable, pas d'évacuation) ;
- la fréquence estimée de fusion de combustible doit être aussi faible que raisonnablement possible et, en tout état de cause, inférieure à 10^{-5} par année et par installation en tenant compte de tous les types de défaillances (humaines, matérielles) et d'agressions (hors actes de malveillance). Cette évaluation doit être confortée par des analyses d'incertitudes et de sensibilité ;
- les accidents avec fusion de combustible susceptibles de conduire à des rejets radioactifs importants avec une cinétique qui ne permettrait pas la mise en œuvre à temps des mesures nécessaires de protection des populations doivent être rendus physiquement impossibles ou à défaut extrêmement improbables avec un haut degré de confiance ;
- les mesures de protection des populations qui seraient nécessaires dans le cas des autres accidents avec fusion de combustible doivent être très limitées en termes d'étendue et de durée (pas de relogement permanent, pas d'évacuation en dehors du voisinage immédiat du site, pas de mise à l'abri en dehors du voisinage du site, pas de restriction de consommation des denrées alimentaires sur le long terme en dehors du voisinage du site). Dans ce but, ces accidents ne doivent pas conduire à une contamination de larges étendues et à une pollution des milieux sur le long terme.

2.1.2.4 La conception contribue, pour le fonctionnement incidentel et accidentel, au respect des objectifs d'optimisation de l'exposition des travailleurs aux rayonnements ionisants mentionnés à l'article R. 4451-10 du code du travail.

II.2 Principes généraux

2.2.1 La démarche générale de conception de l'installation doit reposer sur une démarche déterministe prudente basée sur le principe de défense en profondeur complétée par une approche probabiliste. Elle nécessite de déterminer les événements susceptibles d'affecter une barrière ou une fonction de sûreté puis de définir les dispositions à mettre en œuvre sur l'installation pour prévenir ces événements et en limiter les conséquences s'ils sont plausibles.

Les choix de conception doivent viser à atteindre les objectifs de sûreté présentés dans le chapitre II.1.2.



II.2.1 Défense en profondeur

2.2.1.1 Le principe de défense en profondeur mentionné à l'article 3.1 de l'arrêté du 7 février 2012 s'applique par la mise en œuvre de niveaux de défense successifs, destinés à prévenir les incidents et accidents puis, en cas d'échec de la prévention, à en limiter les conséquences :

- Le *premier niveau de défense* a pour objet de prévenir les incidents ;
- Le *deuxième niveau de défense* a pour objet de détecter la survenue de tels incidents et mettre en œuvre les actions permettant, d'une part, d'empêcher que ceux-ci ne conduisent à un accident et, d'autre part, de rétablir une situation de fonctionnement normal ou, à défaut, d'atteindre puis de maintenir le réacteur dans un état sûr ;
- Le *troisième niveau de défense* a pour objet de maîtriser les accidents n'ayant pu être évités ou, à défaut, de limiter leur aggravation en reprenant la maîtrise de l'installation afin de la ramener et de la maintenir dans un état sûr ;
- Le *quatrième niveau de défense* a pour objet de gérer les situations d'accident consécutives à l'échec des dispositions des trois premiers niveaux de défense en profondeur et conduisant à la fusion de combustible, de façon à en limiter les conséquences, notamment pour les personnes et l'environnement.

Article 3.1 de l'arrêté du 7 février 2012

I. – L'exploitant applique le principe de défense en profondeur, consistant en la mise en œuvre de niveaux de défense successifs et suffisamment indépendants visant, pour ce qui concerne l'exploitant, à :

- prévenir les incidents ;
- détecter les incidents et mettre en œuvre les actions permettant, d'une part, d'empêcher que ceux-ci ne conduisent à un accident et, d'autre part, de rétablir une situation de fonctionnement normal ou, à défaut, d'atteindre puis de maintenir l'installation dans un état sûr ;
- maîtriser les accidents n'ayant pu être évités ou, à défaut, limiter leur aggravation, en reprenant la maîtrise de l'installation afin de la ramener et de la maintenir dans un état sûr ;
- gérer les situations d'accident n'ayant pas pu être maîtrisées de façon à limiter les conséquences notamment pour les personnes et l'environnement.

Tandis que le quatrième niveau de défense permet de gérer les situations d'accident avec fusion de combustible, le troisième niveau a pour objectif de prévenir cette fusion dans le domaine de conception de référence (niveau 3a) et dans le domaine de conception étendu (niveau 3b), définis respectivement aux chapitres III.3 et III.4.

Par ailleurs, un cinquième niveau de défense en profondeur, visant à la gestion de crise par les pouvoirs publics, a pour objectif d'atténuer les conséquences radiologiques des rejets radioactifs susceptibles de résulter de conditions accidentelles. À cet égard, des dispositions de conception spécifiques doivent être prévues. Ceci est développé au chapitre VII.5.

2.2.1.2 Ces niveaux de défense doivent être suffisamment indépendants pour que les objectifs spécifiés au chapitre II.1.2 soient respectés. Le chapitre IV.1.2 présente des recommandations à cet effet.



II.2.2 Barrières

2.2.2.1 En matière de risque radiologique, pour respecter les exigences réglementaires fixées notamment au III de l'article 3.4 et au II de l'article 4.1.1 de l'arrêté du 7 février 2012 et afin de prévenir ou, à défaut, limiter la dispersion de substances radioactives, l'installation comporte une ou plusieurs barrières physiques interposées entre ces substances et les personnes et l'environnement.

Article 3.4 de l'arrêté du 7 février 2012

III. – La fonction de confinement des substances radioactives est assurée par l'interposition, entre ces substances et les personnes et l'environnement, d'une ou plusieurs barrières successives suffisamment indépendantes,...et si nécessaire par un système de confinement dynamique. Le nombre et l'efficacité de ces dispositifs sont proportionnés à l'importance et à l'impact des rejets radioactifs potentiels, y compris en cas d'incident ou d'accident.

Article 4.1.1 de l'arrêté du 7 février 2012

II. – L'exploitant prend toute disposition pour éviter les écoulements et rejets dans l'environnement non prévus.

2.2.2.2 En particulier, dans les états où le circuit primaire du réacteur est fermé, trois barrières doivent s'interposer entre les pastilles du combustible chargé dans la cuve du réacteur et l'environnement :

- la 1^{re} barrière constituée par les gaines du combustible ;
- la 2^e barrière constituée de l'enveloppe du circuit primaire principal tel que défini dans l'arrêté du 10 novembre 1999 ;
- la 3^e barrière qui comprend :
 - o l'enceinte de confinement (bâtiment réacteur), les traversées de l'enceinte et leurs systèmes d'isolement ;
 - o l'enveloppe des circuits secondaires principaux à l'intérieur de l'enceinte de confinement ;
 - o l'enveloppe des circuits appartenant aux systèmes dont le fonctionnement est requis lors d'incidents ou d'accidents pour la réalisation d'une fonction de sûreté et véhiculant du fluide radioactif (fluide primaire ou atmosphère de l'enceinte) hors de l'enceinte de confinement.

2.2.2.3 Les barrières mentionnées au 2.2.2.1 du présent guide sont suffisamment indépendantes entre elles ; en particulier, la conception de l'installation doit être telle que la défaillance plausible d'une barrière n'entraîne pas la défaillance d'une barrière l'entourant.

De plus, leur conception doit résulter d'une démarche prudente, incluant des marges visant à éviter ou retarder leur défaillance en fonctionnement normal et lors d'incidents ou d'accidents.

Les exigences pour la conception des barrières et les dispositions prises aux différents niveaux de la défense en profondeur doivent permettre que les fonctions mentionnées au I de l'article 3.4 de l'arrêté du 7 février 2012 soient assurées.

Article 3.4 de l'arrêté du 7 février 2012

I. — La démonstration de sûreté nucléaire présente la manière dont les fonctions suivantes sont assurées :

- la maîtrise des réactions nucléaires en chaîne ;
- l'évacuation de la puissance thermique issue des substances radioactives et des réactions nucléaires ;
- le confinement des substances radioactives ;
- la protection des personnes et de l'environnement contre les rayonnements ionisants.



II.2.3 Fonctions permettant la prévention des incidents ou accidents ou la limitation de leurs conséquences

2.2.3.1 En application du II de l'article 3.1 de l'arrêté du 7 février 2012, les fonctions nécessaires à la démonstration de sûreté nucléaire sont identifiées. Pour ce qui concerne les risques radiologiques, il s'agit des fonctions de sûreté et des fonctions support.

Article 3.1 de l'arrêté du 7 février 2012

II. – La mise en œuvre du principe de défense en profondeur s'appuie notamment sur ... une démarche de conception prudente, intégrant des marges de dimensionnement et recourant, en tant que de besoin, à une redondance, une diversification et une séparation physique adéquates des éléments importants pour la protection qui assurent des fonctions nécessaires à la démonstration de sûreté nucléaire, pour obtenir un haut niveau de fiabilité et garantir les fonctions...;

2.2.3.2 En matière de risque radiologique, des dispositions de conception doivent permettre d'assurer les fonctions nécessaires à la démonstration de sûreté nucléaire, en fonctionnement normal et lors d'incidents ou d'accidents. En application du II de l'article 3.1 de l'arrêté du 7 février 2012, ces dispositions permettent d'obtenir un haut niveau de fiabilité pour chaque fonction fondamentale mentionnée au I de l'article 3.4 de l'arrêté du 7 février 2012.

II.2.4 Démonstration de sûreté nucléaire - Approche générale

2.2.4.1 En matière de risque radiologique, la démonstration de sûreté nucléaire doit justifier que les fréquences d'incident ou d'accident et leurs conséquences sont, compte tenu de l'état des connaissances, des pratiques et de la vulnérabilité de l'environnement de l'installation, aussi faibles que possible dans des conditions économiques acceptables.

Ceci implique :

- la détermination des événements pouvant affecter la sûreté nucléaire de l'installation (événements initiateurs uniques (EIU), agressions externes et internes ; chapitres III.1 et III.5) afin de sélectionner ceux qui sont à étudier (chapitre III.2) en mettant en œuvre des méthodes respectant les principes exposés au chapitre III.7 :
 - o les EIU ainsi que les agressions les plus plausibles doivent être étudiés dans un **domaine de conception dit « de référence »** (chapitre III.3) afin de déterminer, sur la base d'une démarche conservatrice, les dispositions permettant d'en limiter les effets ;
 - o des événements plus complexes ou plus sévères (chapitre III.4) que ces derniers doivent être étudiés dans un **domaine de conception dit « étendu »** afin de renforcer, sur la base d'une démarche adaptée, la capacité de l'installation à y faire face ;
- la réalisation des études probabilistes de sûreté (chapitre III.6) afin de conforter les choix de conception ;
- l'application des recommandations mentionnées aux chapitres III à VII aux dispositions à mettre en œuvre.



III DEMONSTRATION DE SÛRETÉ NUCLEAIRE

III.1 Identification des événements pouvant affecter la sûreté nucléaire de l'installation

3.1.1 Afin de déterminer les événements à analyser dans la démonstration de sûreté nucléaire (voir III.2), l'ensemble des événements pouvant affecter la sûreté nucléaire de l'installation lors du fonctionnement normal de l'installation (y compris les états d'arrêt du réacteur) doit être identifié sur la base :

- des événements déclencheurs comprenant :
 - o les événements initiateurs uniques (EIU) ;
 - o les agressions internes pouvant entraîner de manière directe ou indirecte des dommages aux EIP nécessaires pour accomplir les fonctions de sûreté ;
 - o les agressions externes d'origine naturelle ou liées aux activités humaines dans l'environnement de l'installation, pouvant entraîner de manière directe ou indirecte des dommages aux EIP nécessaires pour accomplir les fonctions de sûreté ;
- de cumuls plausibles d'événements déclencheurs ou d'un événement déclencheur avec la défaillance de dispositions mises en œuvre pour y faire face.

La prise en compte des agressions relevant d'actes de malveillance fait l'objet du chapitre III.5 du présent guide.

III.2 Prise en compte des événements pouvant affecter la sûreté nucléaire de l'installation

3.2.1 Dans la démonstration de sûreté nucléaire, les événements déclencheurs sont « exclus » ou « traités ».

3.2.2 Un événement déclencheur peut être « exclu » s'il est démontré qu'il est physiquement impossible ou extrêmement improbable avec un haut degré de confiance au regard des objectifs de sûreté (cf. II.1). Pour les EIU, des dispositions concrètes sur l'installation, en termes de conception et de construction, complétées en général par des dispositions d'exploitation (de contrôle et d'inspection en service notamment), doivent être mises en œuvre pour justifier cette exclusion.

Sauf cas particulier, lorsqu'un événement déclencheur est exclu, ses conséquences ne font pas l'objet d'études.

3.2.3 Les événements déclencheurs non exclus sont traités, c'est-à-dire que leur survenue est postulée et que leurs conséquences sont évaluées. Des dispositions doivent être mises en œuvre pour prévenir⁶ leur survenue et réduire leurs conséquences en vue d'atteindre les objectifs définis au chapitre II.1 du présent guide.

3.2.4 En application de l'alinéa II de l'article 3.2 de l'arrêté du 7 février 2012, les cumuls plausibles d'événements déclencheurs sont traités dans la démonstration de sûreté nucléaire.

⁶ Pour les agressions externes, ces dispositions de prévention reposent avant tout sur le choix approprié du site.



Article 3.2 de l'arrêté du 7 février 2012

II. – En complément des événements déclencheurs uniques postulés, la démonstration de sûreté nucléaire traite des situations plausibles de cumul d'événements déclencheurs, sélectionnés selon des critères justifiés notamment au regard des analyses et évaluations mentionnées aux articles 2.7.2 et 3.3.

Article 3.3 de l'arrêté du 7 février 2012

La démonstration de sûreté nucléaire comporte en outre, sauf si l'exploitant démontre que ce n'est pas pertinent, des analyses probabilistes des accidents et de leurs conséquences. Ces analyses peuvent être réalisées, sauf prescription particulière contraire de l'Autorité de sûreté nucléaire, selon des méthodes appliquées aux installations mentionnées à l'article L. 512-1 du code de l'environnement. Elles intègrent les dimensions techniques, organisationnelles et humaines.

3.2.5 Des dispositions permettant de limiter les conséquences des accidents avec fusion du cœur doivent être mises en œuvre en vue d'atteindre les objectifs de sûreté mentionnés au II.1.

3.2.6 En application de l'article 3.9 de l'arrêté du 7 février 2012, les accidents avec fusion de combustible susceptibles de conduire à des rejets radioactifs importants avec une cinétique qui ne permettrait pas la mise en œuvre à temps des mesures nécessaires de protection des populations sont rendus physiquement impossibles ou, à défaut, des dispositions sont mises en œuvre afin de les rendre extrêmement improbables avec un haut degré de confiance. Les justifications de ces dispositions doivent reposer sur une analyse déterministe, confortée lorsque cela est pertinent par des évaluations probabilistes, en tenant compte des incertitudes dues aux connaissances limitées de certains phénomènes physiques.

Sans vocation à l'exhaustivité, les situations concernées peuvent être :

- les accidents de réactivité qui pourraient résulter de l'introduction rapide dans le cœur d'eau froide ou d'eau dont la concentration en absorbant neutronique est réduite ;
- les accidents de surpression primaire qui pourraient entraîner la rupture de la cuve et une défaillance de l'enceinte de confinement ;
- les détonations globales ou locales d'hydrogène susceptibles d'entraîner une défaillance de l'enceinte de confinement ;
- les explosions de vapeur en cuve ou en dehors de la cuve susceptibles d'entraîner une défaillance de l'enceinte de confinement ;
- les situations de découverture d'assemblages de combustible irradiés entreposés sous eau ou en cours de manutention ;
- les situations de fusion de combustible avec bypass du confinement ;
- les situations de fusion du cœur avec maintien d'une pression élevée dans le circuit primaire qui pourraient entraîner un bypass ou une défaillance de l'enceinte de confinement.

Article 3.9 de l'arrêté du 7 février 2012

La démonstration de sûreté nucléaire doit justifier que les accidents susceptibles de conduire à des rejets importants de matières dangereuses ou à des effets dangereux hors du site avec une cinétique qui ne permettrait pas la mise en œuvre à temps des mesures nécessaires de protection des populations sont impossibles physiquement ou, si cette impossibilité physique ne peut être démontrée, que les dispositions mises en œuvre sur ou pour l'installation permettent de rendre ces accidents extrêmement improbables avec un haut degré de confiance.



3.2.7 Les études probabilistes de sûreté (EPS) mentionnées à l'article 8.1.2 de l'arrêté du 7 février 2012 sont réalisées afin de conforter les choix de conception au regard des objectifs mentionnés au chapitre II.1 du présent guide.

Article 8.1.2 de l'arrêté du 7 février 2012

Pour toute installation nucléaire de base comprenant un ou plusieurs réacteurs électronucléaires, les analyses probabilistes mentionnées à l'article 3.3 incluent des études probabilistes de sûreté liées au risque d'endommagement du combustible nucléaire et au risque de rejets anormaux de substances radioactives.

III.3 Domaine de conception de référence

Le domaine de conception dit « de référence » comprend les EIU traités dans la démonstration de sûreté nucléaire, regroupés et classés au sein de conditions de fonctionnement de référence (cf. chapitre III.3.1) ainsi que les agressions internes et externes prises en compte, appelées agressions de référence (cf. chapitres III.3.2 et III.3.3).

Pour le domaine de conception de référence, la démonstration de sûreté a pour objectif de montrer, sur la base d'une démarche conservatrice, le caractère approprié des dispositions prises pour limiter les effets des EIU et ceux des agressions les plus plausibles.

Les paragraphes suivants présentent des recommandations concernant notamment les objectifs et les exigences associées à l'étude des événements pris en compte dans le domaine de conception de référence.

III.3.1 Conditions de fonctionnement de référence

III.3.1.1 Événements pris en compte et catégorisation au titre des conditions de fonctionnement de référence

3.3.1.1.1 La détermination des conditions de fonctionnement de référence (dites « DBC ») doit résulter :

- de l'identification des EIU dont les conséquences affectent au moins une fonction de sûreté ;
- de l'exclusion des EIU qui font l'objet d'une prévention suffisante (cf. 3.2.2) ;
- du regroupement des EIU non exclus pour définir un nombre limité de conditions de fonctionnement de référence, dont les conséquences enveloppent celles des événements du groupe correspondant.

3.3.1.1.2 Les **EIU** traités dans la démonstration de sûreté nucléaire doivent être définis essentiellement sur une base déterministe en tenant notamment compte des spécificités de la conception de l'installation considéré, des différents états de fonctionnement de l'installation et de l'expérience des réacteurs similaires ou non, en France ou à l'étranger, en fonctionnement ou en construction.

Pour le réacteur ou la piscine d'entreposage, les EIU à retenir sont ceux qui conduisent à l'évolution anormale d'au moins un paramètre caractéristique de l'accomplissement d'une fonction de sûreté.

Les **EIU** peuvent conduire à :

- un refroidissement ou un échauffement excessif de l'eau du circuit primaire ;





- une réduction du débit d'eau dans le circuit primaire ;
- une perte d'inventaire en eau ou un apport incontrôlé d'eau dans le circuit primaire ;
- une évolution non maîtrisée des réactions nucléaires en chaîne ;
- une augmentation ou une diminution incontrôlée de la pression du circuit primaire ;
- une perte de refroidissement de la piscine d'entreposage des assemblages de combustible ;
- une diminution de la quantité d'eau présente dans un compartiment d'une piscine dans lequel un ou plusieurs assemblages de combustible sont présents ;
- une dissémination anormale de radionucléides (par exemple, par rupture ou perte d'étanchéité de composants contenant des substances radioactives, ou par détérioration d'assemblage de combustible au cours d'une manutention).

3.3.1.1.3 Les conditions de fonctionnement de référence doivent être classées en catégories. Leur répartition dans les différentes catégories doit être réalisée principalement selon les fréquences d'occurrence estimées des groupes d'EIU correspondants.

Les conditions de fonctionnement de référence sont ainsi classées en quatre catégories :

- le fonctionnement normal (catégorie 1 ou DBC-1), où l'installation est maintenue dans les limites définies par ses spécifications techniques d'exploitation;
- les incidents (catégorie 2 ou DBC-2), de fréquence annuelle d'occurrence estimée par réacteur supérieure à 10^{-2} ;
- les accidents de catégorie 3 (ou DBC-3), de fréquence annuelle d'occurrence estimée par réacteur supérieure à 10^{-4} et inférieure à 10^{-2} ;
- les accidents de catégorie 4 (ou DBC-4), de fréquence annuelle d'occurrence estimée par réacteur inférieure à 10^{-4} et qui n'ont pas été exclus au titre de l'article 3.2.2. Les combinaisons non plausibles d'accident et d'états initiaux peuvent, sous réserve de justifications appropriées, ne pas être traitées.

3.3.1.1.4 Une attention particulière doit être portée :

- aux états d'arrêt présentant des conditions spécifiques, notamment lorsque sont indisponibles certains EIP, certaines barrières de confinement (par exemple lors de l'ouverture du circuit primaire principal, de l'ouverture du sas ou du tampon d'accès des matériels de l'enceinte de confinement) ou lorsque des travailleurs peuvent être présents à l'intérieur de l'enceinte de confinement ;
- aux événements qui peuvent affecter le combustible entreposé en piscine et à ceux qui peuvent affecter simultanément le combustible dans la cuve du réacteur et le combustible entreposé en piscine ;
- aux événements qui pourraient conduire à un bipasse de l'enceinte de confinement.

III.3.1.2 Objectifs et exigences associés aux conditions de fonctionnement de référence

3.3.1.2.1 Pour chaque catégorie de conditions de fonctionnement de référence, des objectifs en termes de tenue des barrières de confinement, d'évacuation de la puissance et de maîtrise de la réactivité doivent être définis.



3.3.1.2.2 Des exigences, découlant notamment des objectifs ci-dessus, doivent être définies par les industriels pour chaque catégorie de conditions de fonctionnement de référence. Ces exigences doivent être associées aux différents phénomènes physiques susceptibles d'aller à l'encontre de ces objectifs. Les objectifs et les exigences que se fixent les industriels doivent être d'autant plus sévères que la fréquence estimée de la condition de fonctionnement de référence correspondante est élevée.

3.3.1.2.3 Pour l'ensemble des conditions de fonctionnement de référence de catégories 2 à 4 :

- une condition de fonctionnement de référence ne doit pas provoquer par elle-même la perte d'une fonction destinée à en limiter les conséquences ;
- les dispositions prises au titre de la maîtrise des réactions nucléaires en chaîne :
 - o visent à éviter l'atteinte des conditions critiques dans les situations où le réacteur est à l'arrêt lorsque l'EIU survient ;
 - o doivent garantir l'absence de criticité dans la piscine d'entreposage des assemblages de combustible ;
- le refroidissement du cœur doit être assuré. Il nécessite en particulier à la conservation d'une géométrie refroidissable ;
- lors d'une condition de fonctionnement de référence, l'installation doit atteindre un état contrôlé et doit être amenée puis maintenue dans un état sûr⁷ dans les conditions suivantes :
 - o l'atteinte de l'état contrôlé ne nécessite pas d'action manuelle des opérateurs, sauf justification particulière ;
 - o l'état contrôlé implique un inventaire en eau stable, voire croissant (dans le circuit primaire et dans les piscines) et sans découverture d'assemblage (pour la piscine d'entreposage des assemblages de combustible) ;
 - o l'atteinte de l'état sûr ne nécessite pas la réalisation d'une action humaine à court terme (cf. 3.3.1.4.5) ;
 - o en cas de vidange de la piscine d'entreposage des assemblages de combustible, l'état sûr implique l'arrêt de cette vidange sans découverture d'un assemblage de combustible ;
 - o dans l'état sûr, l'atteinte des conditions permettant l'évacuation de la puissance par la source froide principale est privilégiée ;
- le refroidissement et le confinement des combustibles entreposés ou manutentionnés en piscine doivent être assurés. En particulier, les assemblages de combustible doivent rester sous eau et les éventuels rejets radioactifs doivent être filtrés (cf. article 6.3.1.3) ;
- une condition de fonctionnement de référence ne doit pas entraîner la dispersion dans le circuit primaire d'une quantité de pastilles ou de fragments de pastilles de combustible ayant un effet significatif. Dans les cas où le réacteur peut être exploité avec quelques défauts de gainage et où l'absence de dispersion de combustible dans le circuit primaire lors d'une condition de fonctionnement de référence ne peut pas être démontrée, l'absence de conséquences notables en cas de dispersion doit être alors établie.

3.3.1.2.4 Les conditions de fonctionnement des catégories 1 et 2 ne doivent pas entraîner la perte d'intégrité⁸ d'une barrière de confinement.

⁷ Cf. annexe 1 pour les définitions d' « état sûr » et d' « état contrôlé ».

⁸ L'ouverture contrôlée d'une vanne ou l'ouverture momentanée d'une soupape n'est pas considérée comme constituant une perte d'intégrité si cette ouverture est prévue dans la démonstration de sûreté nucléaire.



En particulier, l'intégrité des crayons de combustible vis-à-vis des différents modes d'endommagement⁹ doit être démontrée : les différents phénomènes physiques (hydrauliques, thermo-hydrauliques, mécaniques et thermiques) sollicitant la première barrière de confinement doivent être pris en compte.

3.3.1.2.5 Une condition de fonctionnement de référence des catégories 2 ou 3 ne doit pas être à l'origine d'une condition de fonctionnement de référence de catégorie supérieure.

3.3.1.2.6 Pour les accidents de catégorie 3 :

- la fusion de la pastille de combustible au point chaud du cœur doit être évitée ;
- les dommages subis par la structure des assemblages de combustible et les crayons de combustible ne doivent pas remettre en cause la possibilité de déchargement et d'entreposage du combustible ;
- le circuit primaire principal (CPP) ne doit pas subir de dommages affectant son intégrité autres que les conséquences directes de l'EIU ;
- l'intégrité de l'enceinte de confinement doit être assurée et les autres composants de la 3^e barrière ne doivent pas subir de dommages affectant leur intégrité autres que les conséquences directes de l'EIU.

3.3.1.2.7 Pour les accidents de catégorie 4 :

- la fusion de la pastille de combustible au point chaud du cœur doit rester limitée ;
- le CPP ne doit pas subir de dommages affectant son intégrité autres que les conséquences directes de l'EIU ;
- l'intégrité de l'enceinte de confinement doit être assurée et les autres composants de la 3^e barrière ne doivent pas subir de dommages affectant leur intégrité autres que les conséquences directes de l'EIU.

3.3.1.2.8 Afin de limiter les conséquences radiologiques des accidents de catégories 3 et 4, les dommages à la 1^{re} barrière doivent être limités en termes de nombre de crayons de combustible affectés et de sévérité. Ces dommages doivent être plus faibles pour les accidents de catégorie 3 que pour ceux de catégorie 4.

III.3.1.3 Critères techniques d'acceptation associés aux conditions de fonctionnement de référence

3.3.1.3.1 En pratique, des critères techniques d'acceptation doivent être définis afin de décliner de manière opérationnelle les objectifs et les exigences mentionnés dans le chapitre III.3.1.2 du présent guide.

Ces critères doivent être d'autant plus sévères que la fréquence estimée de la catégorie de conditions de fonctionnement de référence correspondante est élevée.

Ces critères peuvent incorporer des simplifications conservatives ou des marges par rapport aux exigences.

⁹ Ils incluent notamment l'usure et la fatigue (en catégorie 1), l'interaction pastille-gaine et les conséquences de la crise d'ébullition (en catégories 1 et 2).



3.3.1.3.2 Les critères techniques d'acceptation doivent porter sur des grandeurs représentatives des phénomènes physiques limitatifs, accessibles par le calcul ou mesurables sur l'installation. Les valeurs limites doivent être déterminées autant que possible sur la base d'expérimentations représentatives des situations rencontrées dans les conditions de fonctionnement de référence.

3.3.1.3.3 Les critères techniques d'acceptation relatifs au comportement du combustible doivent notamment porter sur la température maximale des pastilles de combustible, sur le rapport de flux thermique critique, sur la tenue mécanique des gaines du combustible, sur la température de ces gaines et leur niveau d'oxydation ou leur teneur en hydrures, ainsi que sur la fraction maximale de crayons de combustible dont la gaine est endommagée.

3.3.1.3.4 Le respect des critères techniques d'acceptation doit être vérifié par les études des conditions de fonctionnement de référence.

3.3.1.3.5 Pour les EIU de rupture de tube(s) de générateur de vapeur considérés dans le domaine de conception de référence, les rejets en eau liquide du circuit primaire dans l'environnement doivent être évités autant que raisonnablement possible.

III.3.1.4 Règles d'étude des conditions de fonctionnement de référence

3.3.1.4.1 Les études des conditions de fonctionnement de référence doivent être réalisées en suivant des règles d'étude et doivent tenir compte de l'état de l'installation tel qu'il est connu ou prévisible, notamment compte tenu du retour d'expérience d'installations similaires.

Ces règles doivent assurer le caractère enveloppe des études des conditions de fonctionnement de référence (cf. III.7). À ce titre, une bonne pratique consiste à retenir des hypothèses « enveloppe »¹⁰.

3.3.1.4.2 Les règles d'étude des conditions de fonctionnement de référence de catégories 2 à 4 doivent définir en particulier les modalités relatives :

- aux conditions initiales et aux limites tenant compte du domaine de fonctionnement normal prévu de l'installation et de l'état du combustible compatible avec ce fonctionnement normal ;
- aux actions des opérateurs (cf. 3.3.1.4.5) ;
- à la défaillance à postuler au titre de l'aggravant (cf. 3.3.1.4.4) ;
- à l'application du cumul d'un manque de tension externe à ces conditions de fonctionnement de référence (cf. 3.3.1.4.6) ;
- aux états contrôlés et sûrs visés pour l'installation (cf. 3.3.1.2.3) ;
- aux EIP et autres équipements concernés, tels que les régulations de l'installation (cf. 3.3.1.4.3) ;
- aux indisponibilités des EIP requis, compte tenu des programmes de maintenance préventive.

¹⁰ Pour ce qui concerne l'interaction entre la pastille et la gaine, des règles d'étude adaptées à la nature du risque et raisonnablement conservatives sont retenues.



3.3.1.4.3 Dans les études de conditions de fonctionnement de référence de catégories 2 à 4 :

- les EIP bénéficiant d'un classement adéquat (au sens défini au chapitre IV.2.1 du présent guide) peuvent être pris en compte ;
- les EIP pris en compte dans la démonstration de sûreté nucléaire sont supposés fonctionner correctement à leur niveau de performances globalement le plus pénalisant vis-à-vis du respect des critères techniques d'acceptation pour la condition de fonctionnement ;
- les systèmes, structures et composants qui ne sont pas des EIP ou ne bénéficiant pas d'un classement adéquat (au sens défini au IV.2.1) :
 - o doivent être pris en compte si l'effet de leur fonctionnement normal est pénalisant au regard du respect des critères techniques d'acceptation associés à la condition de fonctionnement de référence ;
 - o peuvent être pris en compte pour leur effet favorable, sous réserve de justifications de leur capacité à fonctionner dans les conditions d'ambiance associées à la condition DBC pour la durée nécessaire, s'ils sont en service avant l'occurrence de l'initiateur et restent en fonctionnement, dans les mêmes conditions que celles précédant l'occurrence de l'initiateur (pas de changement d'état, pas de changement des paramètres de fonctionnement et d'environnement). Il doit être vérifié que l'absence de prise en compte de ces SSC dans la démonstration de sûreté nucléaire est enveloppée en termes de conséquences par une autre condition de fonctionnement de référence qui peut être de catégorie identique ou supérieure ;
 - o peuvent, à titre d'exception, être pris en compte pour leur effet favorable au regard du respect des critères techniques d'acceptation associés à la condition de fonctionnement de référence, moyennant l'application d'exigences appropriées. Il doit être vérifié que l'absence de prise en compte de ces SSC dans la démonstration de sûreté nucléaire est couverte en termes de conséquences par une autre condition de fonctionnement de référence qui peut être de catégorie identique ou supérieure ;
- les régulations qui, en application de la règle générale, ne sont pas prises en compte, sont supposées laisser les équipements qu'elles commandent dans la position que ceux-ci avaient à l'instant initial.

3.3.1.4.4 Les études des conditions de fonctionnement de référence de catégories 2 à 4 doivent retenir l'aggravant le plus pénalisant au regard des critères techniques d'acceptation à respecter. Les défaillances à envisager en tant qu'aggravant doivent tenir compte des recommandations figurant au chapitre IV.2.3¹¹. En particulier, le blocage de la grappe de contrôle la plus anti-réactive est un aggravant possible. La défaillance retenue au titre de l'aggravant ne modifie pas la catégorie de la condition de fonctionnement de référence analysée.

3.3.1.4.5 Au titre des règles d'études des conditions de fonctionnement de référence de catégories 2 à 4, un délai minimal après la première information significative transmise aux opérateurs après l'EIU doit être retenu pour la première action manuelle :

- 30 minutes pour une action depuis la salle de commande principale ;
- une heure pour une action en dehors de la salle de commande principale.

Des cas particuliers correspondant à des phases d'exploitation où la présence de personnel en local est obligatoire peuvent être admis sous réserve de justification.

¹¹ Les défaillances induites par l'EIU ne sont pas considérées comme des aggravants car prises en compte comme conséquences de l'EIU.



De plus, la faisabilité des actions humaines nécessaires pour amener et maintenir le réacteur à l'état sûr doit être assurée.

3.3.1.4.6 Il est considéré qu'un séisme peut provoquer la perte des alimentations électriques externes et induire une condition de fonctionnement de référence. Une bonne pratique de conception est d'étudier toutes les conditions de fonctionnement de référence (à l'exception de celles qui résulteraient d'une action humaine) en postulant le cumul de la perte des alimentations électriques externes avec la condition de fonctionnement de référence, et ceci au moment le plus défavorable. Sont *a priori* considérés les moments suivants : initiateur, signal d'arrêt automatique du réacteur, signal d'injection d'eau de secours dans le cœur.

Dans les études retenant ce cumul :

- seuls les EIP qui restent opérationnels pendant ou après la survenue d'un séisme peuvent être retenus dans la démonstration de sûreté nucléaire ;
- un temps de chute des grappes allongé, par rapport à celui qui est utilisé dans l'étude sans tenir compte du séisme, est retenu ;
- les critères techniques d'acceptation à respecter sont ceux des conditions de fonctionnement de référence de catégorie 4.



III.3.1.5 Évaluation des conséquences radiologiques des conditions de fonctionnement de référence

3.3.1.5.1 Les conséquences radiologiques des conditions de fonctionnement de référence sont évaluées conformément aux dispositions de l'article 3.7 de l'arrêté du 7 février 2012 et de l'article 4.7.1 de la décision n° 2015-DC-532 de l'ASN du 17 novembre 2015 relative au rapport de sûreté des installations nucléaires de base.

Article 3.7 de l'arrêté du 7 février 2012

I. – La démonstration de sûreté nucléaire comporte une évaluation des conséquences potentielles, radiologiques ou non, des incidents et accidents envisagés. Cette évaluation comporte, pour chaque scénario :

- une présentation des hypothèses retenues pour le calcul des rejets et pour les scénarios d'exposition ; les hypothèses retenues pour le calcul des rejets doivent être raisonnablement pessimistes et les scénarios d'exposition doivent être fondés sur des paramètres réalistes sans toutefois tenir compte d'éventuelles actions de protection des populations qui pourraient être mises en œuvre par les pouvoirs publics ;
- une estimation des doses efficaces et de l'intensité des phénomènes non radiologiques auxquelles les personnes et l'environnement sont susceptibles d'être exposés à court, moyen et long termes, en distinguant les différentes classes d'âge lorsque nécessaire, et en considérant les différentes voies de transfert des substances dangereuses ; en cas de rejet de substances radioactives le justifiant, l'estimation inclut les doses équivalentes à la thyroïde ;
- une estimation de l'étendue des zones susceptibles d'être affectées ;
- pour les incidents ou accidents ayant des conséquences à l'extérieur du site, la cinétique d'évolution des phénomènes dangereux et de propagation de leurs effets.

...

III. – L'intensité des phénomènes dangereux radiologiques est définie par rapport à des valeurs de référence exprimées sous forme de niveaux d'intervention des pouvoirs publics en situation d'urgence radiologique, tels que définis par l'Autorité de sûreté nucléaire en application de l'article R. 1333-80 du code de la santé publique.

Article 4.7.1 de la décision n° 2015-DC-532 de l'ASN du 17 novembre 2015 relative au rapport de sûreté des installations nucléaires de base

Pour l'application de l'article 3.7 de l'arrêté du 7 février 2012 susvisé, le rapport de sûreté présente les conséquences potentielles, radiologiques ou non, des incidents et accidents, à l'exception des accidents mentionnés à l'article 4.4.9 de la présente annexe. Le rapport de sûreté précise notamment les points suivants :

- les hypothèses, les règles et les méthodes retenues pour établir l'évaluation,
- en cas de rejets radiologiques, la description de la forme physicochimique des radionucléides rejetés les plus contributeurs aux conséquences des rejets,
- pour les incidents ou accidents conduisant à des rejets de substances dangereuses ou radioactives dans l'environnement, les conséquences directes de la phase de rejet, principalement liées aux rejets atmosphériques et aux éventuels rejets directs dans les sols et le milieu aquatique,
- pour les accidents conduisant aux rejets radioactifs les plus représentatifs, l'évaluation en fonction du temps :
 - o des conséquences liées aux rejets en termes d'activité surfacique et éventuellement de débit de dose ambiant,
 - o de la contamination massique des denrées agricoles et, le cas échéant, de la contamination des ressources en eau.

3.3.1.5.2 Pour les conditions de fonctionnement de référence pour lesquelles seuls des calculs de rejets sont réalisés, telles que la rupture de réservoir(s) d'effluents radioactifs ou un accident de manutention d'un élément combustible, un aggravant affectant la fonction de sûreté de confinement des substances radioactives doit être retenu.



3.3.1.5.3 L'évaluation des conséquences radiologiques des événements du domaine de conception de référence contribue à la vérification du caractère suffisant des dispositions prises à la conception au regard des objectifs de sûreté mentionnés au chapitre II.1 du présent guide. Des critères d'appréciation des conséquences pour les personnes et l'environnement, permettant de respecter ces objectifs, doivent être définis pour chaque catégorie de conditions de fonctionnement de référence.

III.3.2 Agressions internes de référence (hors actes de malveillance)

III.3.2.1 Objectifs et principes de conception associés aux agressions internes de référence

3.3.2.1.1 La défense en profondeur, appliquée à la protection contre les agressions internes de référence, a pour objectif d'en limiter la survenue et les conséquences par la mise en place de dispositions concrètes.

3.3.2.1.2 Pour chaque agression interne de référence, des dispositions doivent être mises en œuvre afin :

- d'en limiter la survenue ;
- de la détecter, lorsque cela est nécessaire ;
- de garantir la disponibilité d'un ensemble d'EIP permettant l'accomplissement des fonctions de sûreté en dépit de l'ensemble des effets (directs et indirects) de l'agression interne considérée, compte tenu des règles d'étude de cette agression (cf. chapitre III.3.2.3) ;
- de permettre l'atteinte puis le maintien d'un état sûr ;
- d'éviter la remise en cause des justifications de l'exclusion des événements déclencheurs mentionnés à l'article 3.2.2.

En particulier, les bâtiments abritant des EIP nécessaires pour amener et maintenir le réacteur dans un état sûr ainsi que les bâtiments contenant des substances radioactives en quantité non négligeable doivent être conçus en prenant en compte les agressions internes.

3.3.2.1.3 La conception des dispositions de maîtrise des risques liés à l'incendie répond aux exigences réglementaires de la 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.



Article 1.2.1 de la 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

En application de l’article 3.1 de l’arrêté du 7 février 2012 susvisé, l’exploitant applique le principe de défense en profondeur pour la maîtrise des risques liés à l’incendie.

Ainsi, l’exploitant met en œuvre des niveaux de défense successifs et suffisamment indépendants visant, notamment, à protéger ou assurer les fonctions définies à l’article 3.4 de l’arrêté du 7 février 2012 susvisé.

Ces niveaux s’appuient, en particulier, sur :

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

3.3.2.1.4 Une agression interne de référence ne devrait pas entraîner un accident¹².

3.3.2.1.5 En application du II de l’article 3.1 de l’arrêté du 7 février 2012, les risques de défaillances de mode commun dues à des agressions internes de référence doivent être considérés et, si nécessaire, des séparations physiques ou géographiques doivent être prévues entre les parties redondantes des systèmes accomplissant une fonction de sûreté.

III.3.2.2 Événements pris en compte au titre des agressions internes de référence

3.3.2.2.1 Les agressions internes de référence à prendre en compte dans la démonstration de sûreté nucléaire sont celles qui sont mentionnées à l’article 3.5 de l’arrêté du 7 février 2012. La prise en compte des agressions liées aux actes de malveillance fait l’objet du chapitre III.5 du présent guide.

¹² Toutefois, certains événements déclencheurs constituent en eux-mêmes, à la fois, une agression interne et un accident (par exemple, une rupture de tuyauterie).



Article 3.5 de l'arrêté du 7 février 2012

Les agressions internes à prendre en considération dans la démonstration de sûreté nucléaire comprennent :

- les émissions de projectiles, notamment celles induites par la défaillance de matériels tournants ;
- les défaillances d'équipements sous pression ;
- les collisions et chutes de charges ;
- les explosions ;
- les incendies ;
- les émissions de substances dangereuses ;
- les inondations trouvant leur origine dans le périmètre de l'installation nucléaire de base ;
- les interférences électromagnétiques ;
- les actes de malveillance ;
- toute autre agression interne que l'exploitant identifie ou, le cas échéant, que l'Autorité de sûreté nucléaire juge nécessaire de prendre en compte ;
- les cumuls plausibles entre les agressions ci-dessus.

3.3.2.2.2 Les cumuls plausibles d'agressions internes de référence sont pris en compte ; ils doivent notamment tenir compte des éventuelles dépendances entre les événements déclencheurs.

3.3.2.2.3 Les agressions internes de référence doivent être, selon leur caractère plausible, prises en compte lors de la phase long terme des conditions de fonctionnement de référence postérieurement à l'atteinte de l'état sûr. Dans ce cas de cumul conventionnel, la défaillance postulée au titre de l'aggravant et le cumul d'un manque de tension externe ne sont pas appliqués.

III.3.2.3 Règles d'études des agressions internes de référence

3.3.2.3.1 Les études des agressions internes de référence doivent être réalisées en suivant des règles d'étude adaptées à l'agression considérée et doivent tenir compte de l'état de l'installation tel qu'il est connu ou prévisible, notamment compte tenu du retour d'expérience d'installations similaires.

Les règles d'étude des agressions internes de référence doivent en particulier définir les modalités de prise en compte :

- des conditions initiales tenant compte du domaine de fonctionnement normal prévu de l'installation ;
- des actions des opérateurs ;
- des états sûrs visés pour l'installation ;
- des EIP et autres équipements concernés de l'installation compte tenu de leur classement ;
- des indisponibilités des EIP requis, compte tenu des programmes de maintenance préventive.

Les études des agressions internes de référence doivent retenir l'aggravant le plus pénalisant au regard de l'état sûr visé. Les défaillances à envisager en tant qu'aggravant doivent tenir compte des recommandations figurant au chapitre IV.2.3. Les conditions permettant, le cas échéant, de ne pas retenir comme aggravant la défaillance de certains EIP doivent être justifiées. Ce peut être le cas pour des composants IP passifs si leur défaillance est très improbable.

3.3.2.3.2 L'étude d'une agression interne de référence doit être faite :





- en supposant que tous les EIP susceptibles d'être affectés par l'agression ou ses conséquences qui ne sont ni robustes à cette agression ou à ses conséquences, ni protégés contre cette agression ou ses conséquences, sont défaillants, si leur défaillance est pénalisante ;
- en tenant compte de la faisabilité des actions humaines à réaliser compte tenu de l'agression et de ses conséquences ;
- en analysant l'ensemble des effets directs et indirects induits par cette agression, y compris ceux qui sont induits par les dispositions mises en œuvre pour faire face à l'agression.

3.3.2.3.3 Les conséquences des agressions internes de référence doivent être examinées dans tous les états de fonctionnement normal du réacteur, y compris dans les états d'arrêt, en tenant compte des configurations spécifiques rencontrées dans ces états. Les combinaisons non plausibles d'agression interne et de conditions initiales peuvent, sous réserve de justification, ne pas être traitées.

III.3.2.4 Évaluation des conséquences radiologiques des agressions internes de référence

3.3.2.4.1 Si une agression interne de référence conduit à des rejets radioactifs, les conséquences radiologiques associées sont évaluées conformément aux dispositions de l'article 3.7 de l'arrêté du 7 février 2012 et de l'article 4.7.1 de la décision 2015-DC-0532 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 17 novembre 2015 relative au rapport de sûreté des installations nucléaires de base. La méthode d'évaluation de ces conséquences radiologiques doit être similaire à celle qui est retenue pour l'évaluation des conséquences radiologiques des conditions de fonctionnement de référence.

3.3.2.4.2 L'évaluation des conséquences radiologiques des agressions internes de référence contribue à la vérification du caractère suffisant des dispositions prises à la conception, au regard des objectifs de sûreté mentionnés au chapitre II.1 du présent guide. Les critères d'appréciation des conséquences radiologiques des situations résultant d'une agression interne de référence doivent être les mêmes que ceux mentionnés au 3.3.1.5.3 pour la catégorie de conditions de fonctionnement de référence de fréquence d'occurrence équivalente.

III.3.3 Agressions externes de référence (hors actes de malveillance)

III.3.3.1 Objectifs et principes de conception associés aux agressions externes de référence

- 3.3.3.1.1** Pour chaque agression externe de référence, des dispositions doivent être mises en œuvre afin :
- de garantir la disponibilité d'un ensemble d'EIP permettant l'accomplissement des fonctions de sûreté en dépit de l'ensemble des effets (directs et indirects) de l'agression externe considérée, compte tenu des règles d'étude de cette agression (cf. chapitre III.3.3) ;
 - d'éviter la remise en cause des justifications de l'exclusion des événements déclencheurs mentionnés à l'article 3.2.2 ;
 - de permettre l'atteinte puis le maintien d'un état sûr.



En particulier, les bâtiments abritant des EIP nécessaires pour amener et maintenir le réacteur dans un état sûr, ainsi que les bâtiments contenant des substances radioactives en quantité non négligeable, doivent être conçus en prenant en compte les agressions externes.

3.3.3.1.2 Les dispositions prises au regard des agressions externes doivent reposer en priorité sur des dispositifs statiques.

Des dispositions permettant l'alerte et le suivi du développement de l'agression en cas d'agression externe doivent être mises en œuvre, lorsque cela est pertinent (notamment pour les agressions externes prévisibles).

3.3.3.1.3 Les dispositions prises au regard des agressions externes de référence ne doivent pas remettre en cause la protection contre les autres événements du domaine de conception de référence.

3.3.3.1.4 Une agression externe de référence ne devrait pas entraîner un accident¹³.

De plus, les systèmes IP accomplissant des fonctions de sûreté dans les conditions DBC-3 et 4 doivent rester en mesure d'accomplir ces fonctions après un séisme de référence et une inondation externe de référence.

Une bonne pratique consiste à ce que les systèmes IP accomplissant des fonctions de sûreté dans les conditions DBC-3 et 4 restent en mesure d'accomplir ces fonctions après une agression externe de référence, voire pendant lorsque cela est pertinent.

3.3.3.1.5 L'analyse des agressions externes de référence doit comprendre les cinq étapes suivantes :

- la sélection des agressions externes pertinentes pour l'installation ;
- la caractérisation des agressions externes de référence sélectionnées ;
- la définition des modalités de prise en compte des agressions externes de référence pour l'installation nucléaire ;
- la détermination des EIP dont la fonction doit rester assurée pendant ou après les agressions externes retenues ;
- la justification du caractère suffisant des dispositions prises au regard des agressions externes retenues.

III.3.3.2 Événements pris en compte au titre des agressions externes de référence et caractérisation

3.3.3.2.1 Les agressions externes sont liées au site où l'installation est implantée et peuvent affecter consécutivement ou simultanément tout ou partie des installations du site. De ce fait, conformément aux dispositions du deuxième alinéa du II de l'article 3.1 de l'arrêté du 7 février 2012, une attention particulière est portée au choix du site.

¹³ Le cas particulier du manque de tension externe induit par un séisme est traité au paragraphe 3.3.1.4.6.



Article 3.1 de l'arrêté du 7 février 2012

II. – La mise en œuvre du principe de défense en profondeur s'appuie notamment sur :

- le choix d'un site adapté, tenant compte notamment des risques d'origine naturelle ou industrielle pesant sur l'installation ;

3.3.3.2.2 Les agressions externes à prendre en compte dans la démonstration de sûreté nucléaire sont celles qui sont mentionnées à l'article 3.6 de l'arrêté du 7 février 2012. La prise en compte des agressions liées aux actes de malveillance fait l'objet du chapitre III.5 du présent guide.

Article 3.6 de l'arrêté du 7 février 2012

Les agressions externes à prendre en considération dans la démonstration de sûreté nucléaire comprennent :

- les risques induits par les activités industrielles et les voies de communication, dont les explosions, les émissions de substances dangereuses et les chutes d'aéronefs ;
- le séisme ;
- la foudre et les interférences électromagnétiques ;
- les conditions météorologiques ou climatiques extrêmes ;
- les incendies ;
- les inondations trouvant leur origine à l'extérieur du périmètre de l'installation nucléaire de base, y compris leur effet dynamique ;
- les actes de malveillance ;
- toute autre agression externe que l'exploitant identifie ou, le cas échéant, que l'Autorité de sûreté nucléaire juge nécessaire de prendre en compte ;
- les cumuls plausibles entre les agressions ci-dessus.

3.3.3.2.3 Une agression externe parmi celles de la liste citée dans l'article 3.6 de l'arrêté du 7 février 2012 ne peut être exclue que sur la base d'une justification reposant sur une approche conservatrice concluant, avec un haut degré de confiance, que l'agression ne peut pas affecter l'installation ou que l'agression a une fréquence d'occurrence extrêmement faible.

3.3.3.2.4 Les cumuls plausibles d'agressions externes de référence sont pris en compte ; ils doivent notamment tenir compte des éventuelles dépendances entre les événements déclencheurs. Une attention particulière doit être portée aux agressions externes présentant une origine commune¹⁴.

3.3.3.2.5 La sélection et la caractérisation des agressions externes de référence retenues doivent comprendre notamment :

- les données disponibles concernant le site du réacteur et son environnement naturel et industriel, en particulier les données issues de mesures ou fondées sur des faits historiques relatés ou constatés ;
- les évolutions prévisibles de ces agressions pendant la période d'exploitation du réacteur, en particulier celles des conditions climatiques et de la météorologie.

¹⁴ À titre d'exemple, le guide ASN n° 13 sur la protection des installations nucléaires de base contre les inondations externes mentionne, dans l'article 2.3.2 que « *des conjonctions ont été retenues notamment lorsqu'une dépendance est avérée ou présumée entre des événements susceptibles de causer une inondation.* »



3.3.3.2.6 Les agressions externes de référence retenues en application des articles 3.3.3.2.2 et 3.3.3.2.3 du présent guide doivent être caractérisées à l'aide de méthodes déterministes et, lorsque cela est possible et pertinent, probabilistes.

Ces méthodes doivent prendre en compte l'ensemble des données disponibles et, lorsque cela est possible, doivent permettre de déterminer une relation entre la sévérité de l'agression externe et sa fréquence annuelle de dépassement¹⁵. Elles répondent de plus aux caractéristiques fixées au I de l'article 3.8 de l'arrêté du 7 février 2012.

Article 3.8 de l'arrêté du 7 février 2012

I. – La démonstration de sûreté nucléaire s'appuie sur ...
– des méthodes appropriées, explicitées et validées, intégrant des hypothèses et des règles adaptées aux incertitudes et aux limites des connaissances des phénomènes mis en jeu ;

3.3.3.2.7 Pour déterminer les niveaux d'aléa à retenir pour les agressions naturelles externes de référence, une valeur repère de 10^{-4} /an en termes de fréquence annuelle de dépassement de l'aléa considéré doit être visée.

Néanmoins, pour certaines agressions naturelles externes de référence, lorsque la fréquence annuelle de dépassement de l'aléa ne peut pas être calculée ou lorsque les incertitudes sur cette valeur sont trop élevées, un « événement »¹⁶ doit néanmoins être retenu et justifié en visant un objectif équivalent à celui qui doit être visé en application de l'alinéa précédent.

3.3.3.2.8 Les niveaux d'aléa ou « événements » retenus pour la caractérisation des agressions externes de référence doivent être justifiés. En particulier, leur sévérité doit être majorée par rapport à celle des « événements » historiques pertinents.

3.3.3.2.9 Pour le séisme à retenir dans le domaine de conception de référence, la valeur de l'accélération maximale du sol ne doit pas être inférieure à 0,1g à la fréquence infinie (où « g » est l'accélération de la pesanteur à la surface de la Terre).

III.3.3.1 Règles d'étude des agressions externes de référence

En général, la démarche de protection contre les agressions externes de référence consiste à expliciter les « cas de charge » à considérer pour chaque agression externe puis à dimensionner ou à protéger les structures et équipements qui doivent résister à ces cas de charge. Un découplage entre l'agression elle-même et d'éventuels événements induits est ainsi recherché.

Lorsqu'un tel découplage n'est pas possible ou n'est pas recherché, des études sont alors menées selon les règles décrites ci-après et permettent de s'assurer *in fine* que les objectifs sont respectés.

¹⁵ À titre illustratif, le débit du cours d'eau et sa fréquence annuelle de dépassement.

¹⁶ À titre illustratif, la prise en compte de pluies centennales et de l'indisponibilité des accès au réseau local d'évacuation des eaux pluviales de l'installation peut contribuer à la définition d'une tel « événement »



3.3.3.3.1 Les études des agressions externes de référence doivent être réalisées en suivant des règles d'étude adaptées à l'agression considérée et doivent tenir compte de l'état de l'installation et de son lieu d'implantation tels qu'ils sont connus ou prévisibles.

Les règles d'étude des agressions externes de référence doivent en particulier définir les modalités de prise en compte :

- des conditions initiales tenant compte du domaine de fonctionnement normal prévu de l'installation ;
- des actions des opérateurs ;
- des états sûrs visés pour l'installation ;
- des EIP et autres équipements concernés de l'installation compte tenu de leur classement ;
- des indisponibilités des EIP requis, compte tenu des programmes de maintenance préventive.

Les études des agressions externes de référence doivent retenir l'aggravant le plus pénalisant au regard de l'état sûr visé. Les défaillances à envisager en tant qu'aggravant doivent tenir compte des recommandations figurant au chapitre IV.2.3. Les conditions permettant, le cas échéant, de ne pas retenir comme aggravant la défaillance de certains EIP doivent être justifiées. Ce peut être le cas pour des composants IP passifs si leur défaillance est très improbable.

3.3.3.3.2 L'étude d'une agression externe de référence doit :

- analyser l'ensemble des effets directs et indirects induits par cette agression et par les dispositions mises en œuvre pour y faire face ;
- supposer que tous les EIP susceptibles d'être affectés par l'agression ou ses conséquences qui ne sont ni robustes à cette agression ou à ses conséquences, ni protégés contre cette agression ou ses conséquences sont défaillants, si leur défaillance est pénalisante ;
- prendre en compte des chargements établis sur la base d'une démarche conservative ;
- tenir compte du fait qu'une agression externe peut affecter simultanément plusieurs voies de systèmes IP, plusieurs niveaux de la défense en profondeur, plusieurs installations du site, voire les infrastructures régionales aux alentours du site. À cet égard, une attention particulière est portée au risque d'isolement du site (accessibilité, réseau électrique et réseaux de communication...) et à ses conséquences, notamment en termes de conduite des installations ;
- tenir compte de la faisabilité des actions humaines à réaliser compte tenu de l'agression et de ses conséquences ;
- tenir compte, le cas échéant, de l'aspect prédictible et de la cinétique de l'agression.

3.3.3.3.3 Les conséquences des agressions externes de référence doivent être examinées dans tous les états de fonctionnement du réacteur, y compris dans les états d'arrêt, en tenant compte des configurations spécifiques rencontrées dans ces états. Les combinaisons non plausibles d'agression externe et de conditions initiales peuvent, sous réserve de justification, ne pas être traitées.

III.3.3.2 Évaluation des conséquences radiologiques des agressions externes de référence

3.3.3.4.1 Si une agression externe de référence conduit à des rejets radioactifs, les conséquences radiologiques associées sont évaluées conformément aux dispositions de l'article 3.7 de l'arrêté du 7



février 2012 et de l'article 4.7.1 de la décision 2015-DC-0532 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 17 novembre 2015 relative au rapport de sûreté des installations nucléaires de base. La méthode d'évaluation de ces conséquences radiologiques doit être similaire à celle qui est retenue pour l'évaluation des conséquences radiologiques des conditions de fonctionnement de référence.

3.3.3.4.2 L'évaluation des conséquences radiologiques des agressions externes de référence contribue à la vérification du caractère suffisant des dispositions prises à la conception, au regard des objectifs de sûreté mentionnés au chapitre II.1 du présent guide. Les critères d'appréciation des conséquences radiologiques des situations résultant d'une agression externe de référence doivent être les mêmes que ceux qui sont mentionnés au 3.3.1.5.3 pour les conditions de fonctionnement de référence de catégorie 4.

III.4 Domaine de conception étendu

En vue d'atteindre les objectifs énoncés au chapitre II.1.2, des dispositions sont mises en œuvre afin de :

- s'assurer de la capacité de l'installation à faire face à des événements déclencheurs plus complexes ou plus sévères que ceux qui sont pris en compte dans le domaine de conception de référence ;
- limiter les rejets de substances radioactives dans l'environnement lors de ces événements.

Les situations qui découlent de ces événements constituent le domaine de conception étendu.

III.4.1 Événements pris en compte dans le domaine de conception étendu et objectifs

3.4.1.1 La liste des événements à retenir dans le domaine de conception étendu doit reposer sur des considérations déterministes et probabilistes, éventuellement confortées par des jugements d'experts.

Les événements du domaine de conception étendu doivent comprendre :

- des conditions dites « DEC-A » pour lesquelles la fusion de combustible doit être prévenue. Elles considèrent *a priori*, au regard de l'objectif de fréquence de fusion de combustible :
 - o des cumuls d'une condition DBC et d'une défaillance de cause commune affectant les parties redondantes d'un système IP nécessaire à la maîtrise de cette condition DBC ;
 - o des défaillances de cause commune sur les systèmes IP utilisés en fonctionnement normal.
- Les études probabilistes permettent de confirmer et de compléter si nécessaire la liste des conditions DEC-A (voir article 3.6.1) ;
- des conditions dites « DEC-B » pour lesquelles la fusion de combustible est postulée malgré les dispositions prises pour la prévenir. Les situations mentionnées à l'article 3.2.6 ne font pas partie du domaine de conception étendu ;
- des agressions externes naturelles d'une plus grande sévérité que celles qui sont considérées dans le domaine de conception de référence (cf. le chapitre III.4.6 pour les spécificités correspondantes).

3.4.1.2 La prise en compte de ces événements vise :

- pour les conditions DEC-A, à démontrer la capacité de l'installation à prévenir la fusion de combustible pour des séquences accidentelles complexes plausibles. Elle permet d'identifier, si nécessaire, les dispositions qui doivent être mises en œuvre afin de prévenir les accidents avec



fusion de combustible, en supplément des dispositions identifiées à la suite de l'analyse des événements déclencheurs du domaine de conception de référence ;

- pour les conditions DEC-B, à définir des dispositions visant à limiter, en termes d'étendue et de durée, les conséquences des accidents avec fusion de combustible ;
- pour les agressions externes naturelles d'une plus grande sévérité que celle considérée dans le domaine de conception de référence, à s'assurer de l'existence de marges suffisantes pour l'atteinte des objectifs fixés au 2.1.2.3.

3.4.1.3 Lorsque cela est pertinent, l'ensemble des réacteurs et des piscines d'entreposage des assemblages de combustible du site doit être considéré dans le domaine de conception étendu.

3.4.1.4 Afin de déterminer les conditions DEC-A, une attention appropriée doit notamment être portée aux situations plausibles de longue durée affectant les alimentations électriques ou l'évacuation de la puissance résiduelle vers la source froide.

III.4.2 Exigences associées aux conditions DEC-A et DEC-B

3.4.2.1 Lors d'une condition DEC-A, l'installation doit être amenée et maintenue dans un état sûr.

3.4.2.2 Les exigences que se fixent les industriels pour les conditions DEC-A doivent être telles que :

- la réactivité est maîtrisée ; la sous-criticité du cœur est assurée après activation des dispositions mentionnées à l'article 3.4.1.2 et maintenue sur le long terme ;
- l'évacuation de la puissance résiduelle est assurée. En particulier, pour la piscine d'entreposage des assemblages de combustible, l'évacuation de la puissance résiduelle par ébullition peut être tolérée temporairement durant l'indisponibilité des moyens de refroidissement à l'origine de la condition DEC-A si un niveau d'eau suffisant (cf. chapitre VII.3.3) est maintenu dans la piscine ;
- le confinement des substances radioactives est assuré de telle sorte que les objectifs de sûreté énoncés au chapitre II.1.2 applicables aux accidents sans fusion de combustible soient respectés.

3.4.2.3 Lors d'une condition DEC-B, le réacteur doit être amené et maintenu durablement dans un état dans lequel : la sous-criticité est assurée ;

- l'évacuation de la puissance résiduelle est assurée, notamment le corium est refroidi ;
- le confinement des substances radioactives est assuré.

3.4.2.4 Les exigences que se fixent les industriels associées aux conditions DEC-B doivent être telles que :

- le confinement des substances radioactives est maîtrisé de telle sorte que les objectifs mentionnés au chapitre II.1.2 applicables aux accidents avec fusion de combustible soient respectés (voir aussi chapitre III.4.5) ;
- la sous-criticité du corium et l'évacuation de la puissance résiduelle sont assurées sur le long terme.

Néanmoins :

- la sous-criticité du corium peut ne pas être assurée temporairement si cela ne remet pas en cause l'évacuation de la puissance résiduelle ;
- la puissance résiduelle peut temporairement ne pas être évacuée si cela ne remet pas en cause la maîtrise du confinement des substances radiologiques ; ceci doit notamment conduire à des exigences de conception de la 3^e barrière de confinement.



3.4.2.5 La conception des dispositions visant à limiter les conséquences des accidents avec fusion de combustible doit s'appuyer sur l'état de l'art en matière de compréhension et de modélisation des accidents avec fusion de combustible et sur des travaux appropriés de recherche et développement (essais spécifiques, outils de simulation...).

Elle doit tenir compte des incertitudes afférentes à certains phénomènes et à leur modélisation.

III.4.3 Critères techniques d'acceptation associés au domaine de conception étendu

3.4.3.1 Des critères techniques d'acceptation doivent être définis pour l'étude des événements du domaine de conception étendu afin de décliner de manière opérationnelle les objectifs et les exigences mentionnés dans les chapitres III.4.1 et III.4.2 du présent guide. Ils peuvent être adaptés par rapport à ceux retenus pour les études du domaine de conception de référence.

III.4.4 Règles d'étude dans le domaine de conception étendu

3.4.4.1 Les règles et méthodes d'études des événements du domaine de conception étendu peuvent être adaptées par rapport à celles qui sont retenues pour l'étude des conditions de fonctionnement de référence afin d'être moins conservatives, par exemple, en ne prenant pas en compte d'aggravant ou en retenant des hypothèses moins « enveloppe »

3.4.4.2 L'analyse des événements du domaine de conception étendu doit prendre en compte :

- l'environnement de l'installation et son implantation ;
- l'aptitude des EIP à accomplir leurs missions compte tenu des conditions rencontrées lors des situations étudiées ;
- la faisabilité des actions prévues dans le cadre de la gestion des situations étudiées, en prenant en compte les délais de mise en œuvre d'éventuels moyens mobiles présents ou non sur le site ;
- les apports des études probabilistes de sûreté.

III.4.5 Évaluation des conséquences radiologiques dans le domaine de conception étendu

3.4.5.1 Les conséquences radiologiques des événements du domaine de conception étendu, y compris des agressions considérées dans ce domaine, sont évaluées conformément aux dispositions de l'article 3.7 de l'arrêté du 7 février 2012 et de l'article 4.7.1 de la décision 2015-DC-0532 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 17 novembre 2015 relative au rapport de sûreté des installations nucléaires de base.

3.4.5.2 L'évaluation des conséquences radiologiques des événements du domaine de conception étendu contribue à la vérification du caractère suffisant des dispositions prises à la conception, au regard des objectifs de sûreté mentionnés au chapitre II.1 du présent guide.



III.4.6 Agressions externes naturelles

Les articles suivants apportent des précisions en termes d'objectifs, d'exigences, d'événements à prendre en compte et de règles d'étude pour l'analyse des agressions externes naturelles dans le domaine de conception étendu. Ceux-ci résultent notamment des enseignements tirés de l'accident de Fukushima Dai-ichi et des évaluations complémentaires de sûreté.

3.4.6.1 La prise en compte des agressions externes naturelles dans le domaine de conception étendu s'inscrit dans l'objectif de minimisation des risques décrit à l'article 2.1.2.3, tant pour la prévention de la fusion de combustible que pour la limitation des mesures de protection des populations qui seraient nécessaires dans le cas des accidents avec fusion de combustible.

Dans ce but, pour les agressions externes naturelles dans le domaine de conception étendu :

- les fonctions de sûreté permettant d'éviter la fusion de combustible en piscine doivent rester assurées ;
- les fonctions de sûreté permettant de prévenir la fusion du cœur devraient rester assurées et, en tout état de cause, celles permettant d'en maîtriser les effets doivent rester assurées ;
- les justifications de l'exclusion des événements déclencheurs mentionnés à l'article 3.2.2 ne doivent pas être remises en cause.

3.4.6.2 Pour l'identification des agressions externes naturelles à retenir dans le domaine de conception étendu, la sévérité de l'agression en fonction de sa fréquence annuelle de dépassement estimée doit être établie¹⁷ lorsque cela est possible.

Pour les agressions naturelles externes dont la fréquence annuelle de dépassement de l'aléa ne peut pas être calculée, ou lorsque les incertitudes sur cette valeur sont trop élevées, un « événement » d'une plus grande sévérité que celle qui est considérée dans le domaine de conception de référence doit néanmoins être retenu et justifié.

3.4.6.3 La conception des EIP nécessaires pour faire face aux agressions externes naturelles dans le domaine de conception étendu doit être réalisée selon des règles pertinentes de conception et de construction codifiées ou, à défaut, conformes aux règles de l'art. Les dispositions de l'article 4.2.1.10 s'appliquent.

3.4.6.4 L'analyse des conséquences des agressions externes naturelles retenues dans le domaine de conception étendu doit notamment considérer que ces agressions ou cumuls plausibles d'agressions sont susceptibles d'affecter :

- plusieurs EIP, notamment des EIP redondants ou diversifiés participant à la même fonction de sûreté s'ils ne sont pas protégés contre l'agression ou robustes à celle-ci ;
- l'ensemble ou toute partie des installations d'un même site, de façon durable¹⁸ ;
- l'environnement du site de l'installation (notamment les infrastructures présentes dans le voisinage de l'installation) ;

¹⁷ Le niveau d'aléa dont le dépassement est extrêmement improbable avec un haut degré de confiance est identifié lorsque cela est possible.

¹⁸ Lorsque cela est pertinent, la conception des dispositions mentionnées à l'article 3.4.1.2 tient compte du fait que les événements du domaine de conception étendu, en particulier les agressions externes naturelles, sont susceptibles d'affecter plusieurs installations présentes sur le même site pendant une longue durée.



- d'éventuelles dispositions extérieures au site retenues pour faire face à l'agression (moyens matériels mobiles, réapprovisionnement en fioul, etc.).

III.5 Agressions constituées par des actes de malveillance

3.5.1 Les agressions, tant internes qu'externes, constituées par les actes de malveillance doivent être prises en compte à la conception de l'installation. L'étude de sécurité¹⁹ à établir en application du 5° du I de l'article R. 1333-4 du code de la défense en vue de solliciter la demande d'autorisation de détenir des matières nucléaires détaille les dispositions de prévention et de limitation des conséquences associées.

3.5.2 Compte tenu de l'efficacité escomptée des dispositions de protection contre les actes de malveillance prévues sur l'installation, la conception doit prendre en compte :

- les événements déclencheurs qui pourraient malgré cela résulter des actes malveillants envisagés dans le cadre de l'étude de sécurité ;
- les situations d'accidents pouvant résulter de ces événements déclencheurs.

Les conséquences de ces accidents sont évaluées conformément aux dispositions de l'article 3.7 de l'arrêté du 7 février 2012 et de l'article 4.7.1 de la décision n° 2015-DC-532 de l'ASN du 17 novembre 2015 relative au rapport de sûreté des installations nucléaires de base.

3.5.3 Les dispositions mises en œuvre au titre de l'article 3.5.1 du présent guide et les dispositions mises en œuvre au titre de la démonstration de sûreté nucléaire ne doivent pas être incompatibles.

¹⁹ Les modalités de réalisation de cette étude sont fixées dans l'arrêté du 3 août 2011 relatif aux modalités de réalisation de l'étude prévue à l'article R. 1333-4 du code de la défense pour la protection des matières nucléaires et de leurs installations.



III.6 Utilisation des études probabilistes de sûreté

3.6.1 Les analyses probabilistes mentionnées à l'article 3.3 de l'arrêté du 7 février 2012 et les études probabilistes de sûreté (EPS) mentionnées à l'article 8.1.2 de cet arrêté sont réalisées afin d'orienter ou de conforter les choix de conception des systèmes assurant une fonction de sûreté ou une fonction support, notamment en termes de redondance et de diversification, au regard des objectifs mentionnés au chapitre II.1 du présent guide.

Les analyses probabilistes et les EPS doivent notamment être utilisées afin :

- d'évaluer la fréquence globale de fusion de combustible et la fréquence des rejets, qui contribuent à l'appréciation du niveau de sûreté de l'INB. En pratique, l'objectif probabiliste de sûreté peut être décliné en plusieurs cibles probabilistes qui se réfèrent à un périmètre réduit d'événements initiateurs ou d'états de fonctionnement de l'installation. Ainsi, des valeurs d'orientation de 10^{-6} par année et par réacteur pour les fréquences de fusion de combustible dues aux événements déclencheurs hors agressions respectivement pour les états de fonctionnement en puissance et les états d'arrêt du réacteur peuvent être retenues ;
- d'apporter un éclairage sur le caractère extrêmement improbable des situations mentionnées à l'article 3.2.6 ;
- de mettre en évidence d'éventuels scénarios ayant une contribution largement prépondérante à la fréquence calculée de fusion de combustible ou aux fréquences calculées de rejets ;
- d'apprécier la robustesse de l'installation face aux agressions, lorsque cela est faisable ;
- de confirmer et de compléter si nécessaire la liste des scénarios à retenir pour l'étude des conditions DEC-A et de vérifier le caractère suffisant des dispositions mises en œuvre à la suite de ces études afin de prévenir les accidents avec fusion de combustible, en lien avec l'objectif de fréquence de fusion de combustible exprimé à l'article 2.1.2.3 ;
- d'apprécier le caractère suffisant des dispositions retenues pour limiter les conséquences des accidents avec fusion de combustible.

3.6.2 Les EPS doivent prendre en compte l'ensemble des événements déclencheurs pertinents. Les EPS doivent notamment prendre en compte :

- l'ensemble des états initiaux de fonctionnement normal de l'installation ;
- les événements pouvant affecter simultanément le réacteur et la piscine d'entreposage des assemblages de combustible ;
- les événements pouvant affecter simultanément l'ensemble des installations d'un site, y compris pendant une longue durée.

Si, pour certaines agressions, il n'existe pas de méthode éprouvée ou si les données nécessaires ne sont pas disponibles, d'autres méthodes doivent être mises en œuvre pour apprécier l'enjeu de sûreté de ces agressions.

L'EPS de niveau 1 doit être réalisée avec un niveau de détail adapté aux enjeux. Elle doit établir, pour chaque événement déclencheur pris en compte, les séquences accidentelles résultant du succès ou de l'échec des systèmes et des actions de conduite prévues pour assurer les fonctions de sûreté ; elle doit permettre d'identifier les séquences menant à la fusion de combustible et d'évaluer leurs fréquences.

L'EPS de niveau 2 doit être réalisée avec un niveau de détail adapté aux enjeux. Elle doit modéliser les phénomènes physiques survenant lors d'un accident avec fusion de combustible et les dispositions mises en œuvre pour en limiter les conséquences ; l'EPS de niveau 2 et les études réalisées en support doivent permettre d'évaluer la nature, l'importance et les fréquences des rejets hors de l'enceinte de confinement.



3.6.3 Conformément aux articles 3.3 et 3.8 de l'arrêté du 7 février 2012, les analyses probabilistes et les EPS sont réalisées selon une méthodologie appropriée, prenant en compte l'expérience internationale disponible et intégrant les dimensions techniques, organisationnelles et humaines. Les hypothèses utilisées dans les EPS doivent être aussi réalistes que le permet l'état des connaissances afin d'éviter d'introduire des conservatismes excessifs qui fausseraient la hiérarchisation des séquences ou l'évaluation des améliorations possibles.

Les hypothèses sur les conditions d'intervention des personnels ainsi que sur les durées de mission des matériels doivent être appropriées et explicitées.

Article 3.8 de l'arrêté du 7 février 2012

I. – La démonstration de sûreté nucléaire s'appuie sur :

- des données à jour et référencées ; elle tient notamment compte des informations disponibles mentionnés à l'article 2.7.2 ;
- des méthodes appropriées, explicitées et validées, intégrant des hypothèses et des règles adaptées aux incertitudes et aux limites des connaissances des phénomènes mis en jeu ;
- des outils de calcul et de modélisation qualifiés pour les domaines dans lesquels ils sont utilisés.

II. – L'exploitant précise et justifie ses critères de validation des méthodes, de qualification des outils de calcul et de modélisation et d'appréciation des résultats des études réalisées pour démontrer la sûreté nucléaire.

3.6.4 Les résultats des EPS doivent être présentés avec des analyses d'incertitude et de sensibilité et les limites des EPS doivent être identifiées autant que possible.

III.7 Principes pour le développement de méthodes d'études

3.7.1 En application de l'article 3.8 de l'arrêté du 7 février 2012, les méthodes d'études utilisées pour l'étude des événements du domaine de conception de référence et du domaine de conception étendu sont explicitées et validées. Elles s'appuient sur des outils de calcul qualifiés et sur des choix de modélisation validés.

3.7.2 L'élaboration d'une méthode d'étude nécessite tout d'abord de déterminer le (ou les) scénario(s) accidentel(s) enveloppe. Les phénomènes physiques dominants associés à ce(s) scénario(s) doivent être ensuite identifiés. Lorsque l'étude concerne une condition DBC, les paramètres qui influencent ces phénomènes doivent être recensés et pénalisés sans toutefois modifier le caractère physique du scénario. De plus, des majorations justifiées doivent être appliquées de telle sorte que la prise en compte des phénomènes physiques non modélisés explicitement ne puisse pas mettre en cause les conclusions des études.

3.7.3 Les méthodes d'études doivent préciser les modalités de prise en compte des incertitudes. Ces incertitudes doivent faire l'objet de justifications, en particulier leur mode de traitement et leurs cumuls, selon des modalités proportionnées aux enjeux.

Une attention particulière doit être apportée aux paramètres influençant l'efficacité des forces motrices passives si elles sont utilisées.



IV RECOMMANDATIONS GÉNÉRALES POUR LA CONCEPTION

IV.1 Architecture des fonctions de sûreté

IV.1.1 Généralités

4.1.1.1 L'architecture des fonctions de sûreté du réacteur, c'est-à-dire la manière dont les fonctions de sûreté sont assurées par les différents systèmes IP pour l'ensemble des situations prises en compte dans la conception, doit permettre que l'installation puisse satisfaire aux objectifs mentionnés au chapitre II.1 du présent guide.

4.1.1.2 Les spécifications des systèmes IP découlant de l'architecture retenue pour les fonctions de sûreté du réacteur doivent être suffisamment précises pour permettre la conception de chaque système IP.

4.1.1.3 En application du principe de défense en profondeur énoncé au II. de l'article 3.1 de l'arrêté du 7 février 2012, la capacité de l'installation à assurer les fonctions de sûreté pour l'ensemble des incidents et accidents doit s'appuyer sur la qualité de spécification, de conception, de réalisation et de contrôle de chaque composant IP, sur l'indépendance en tant que de besoin entre composants ou systèmes IP, la redondance et la diversification des composants ou systèmes IP en tant que de besoin, et sur la prise en compte des effets directs et indirects des incidents ou accidents pour la conception des structures IP dans lesquelles sont implantés les EIP.

Article 3.1 de l'arrêté du 7 février 2012

II. – La mise en œuvre du principe de défense en profondeur s'appuie notamment sur :

[...]

- l'identification des fonctions nécessaires à la démonstration de sûreté nucléaire ;
- une démarche de conception prudente, intégrant des marges de dimensionnement et recourant, en tant que de besoin, à une redondance, une diversification et une séparation physique adéquates des éléments importants pour la protection qui assurent des fonctions nécessaires à la démonstration de sûreté nucléaire, pour obtenir un haut niveau de fiabilité et garantir les fonctions citées à l'alinéa précédent ;

4.1.1.4 Le recours à des systèmes passifs, sans qu'il faille pour autant le privilégier systématiquement, peut avoir des avantages dans certains cas quand il est possible d'en justifier la pertinence et l'efficacité.

IV.1.2 Indépendance entre EIP

4.1.2.1 L'architecture des fonctions de sûreté du réacteur doit apporter une indépendance suffisante entre les niveaux de défense en profondeur définis au chapitre II.2.1 du présent guide. Ceci requiert une indépendance suffisante entre les systèmes IP participant à différents niveaux de défense en profondeur²⁰.

4.1.2.2 L'indépendance entre systèmes IP participant à des niveaux de défense distincts se concrétise par l'indépendance entre les EIP dont ils sont constitués. L'indépendance entre EIP doit s'appuyer sur une mise en œuvre adéquate :

- de diversification ;
- de séparation physique ou d'éloignement ;

²⁰ La similitude des règles d'études des conditions DBC-2 avec celles des conditions DBC-3 et 4 est telle que l'indépendance entre les EIP pris en compte dans la démonstration de sûreté nucléaire associée à ces conditions n'est pas requise.



- de limitation :

- de composants partagés y compris pour les systèmes assurant une fonction support ;
- d'informations communes ou qui dépendent d'une même source ;
- d'interactions par des procédures de couplage, de synchronisation, de communication ;

afin d'éviter les défaillances de cause commune et les propagations de défaillance entre ces EIP.

4.1.2.3 Les systèmes IP accomplissant les fonctions de sûreté dans les conditions DBC-2 à 4 et DEC-A doivent être autant que nécessaire indépendants des systèmes utilisés lors du fonctionnement normal du réacteur.

4.1.2.4 Afin d'obtenir une indépendance suffisante, les systèmes IP identifiés en application de l'article 3.4.1.2 pour gérer les conditions DEC-A doivent être autant que nécessaire diversifiés des systèmes utilisés dans les conditions DBC dont ils pallient la défaillance. À cet égard, une attention particulière doit être apportée à la conception des systèmes assurant une fonction support.

4.1.2.5 Les systèmes IP accomplissant des fonctions de sûreté lors des conditions DEC-B doivent être, autant que raisonnablement possible²¹, indépendants des systèmes utilisés lors du fonctionnement normal du réacteur, ainsi que des systèmes intervenant dans les conditions de fonctionnement de référence de catégories 2 à 4 ou dans les conditions DEC-A. À cet égard, une attention particulière doit être apportée à la conception des systèmes assurant une fonction support.

La suffisance de l'indépendance s'apprécie sur la base de considérations déterministes complétées, lorsque cela est pertinent par des considérations probabilistes (en tenant compte, notamment, de la fiabilité des éventuels moyens partagés).

IV.1.3 Autonomie de l'installation

4.1.3.1 L'installation doit pouvoir être autonome pendant une durée compatible avec les possibilités d'intervention de moyens extérieurs au site, notamment quant à son alimentation électrique et à sa source froide, pour pouvoir gérer les événements du domaine de conception de référence et du domaine de conception étendu affectant le réacteur ou la piscine d'entreposage des assemblages de combustible, y compris les événements de longue durée affectant à la fois le réacteur et la piscine d'entreposage des assemblages de combustible. Une bonne pratique consiste à viser une autonomie d'au moins 72h.

IV.1.4 Systèmes IP communs à plusieurs INB ou à un réacteur et à une piscine d'entreposage des assemblages de combustible

4.1.4.1 Le recours à des EIP communs à plusieurs INB doit être limité et justifié (par exemple réserve naturelle d'eau ou digue). En particulier, celui-ci :

²¹ À titre d'exemple, il n'est pas considéré comme raisonnablement possible que l'enceinte de confinement, ses traversées et leurs organes d'isolement qui interviennent dans les conditions DEC-B soient indépendants de ceux qui interviennent dans les conditions de fonctionnement de référence de catégories 2 à 4 et les conditions DEC-A.



- ne remet pas en cause la mise à l'arrêt, le refroidissement et l'évacuation de la puissance résiduelle de chacune des INB dans les domaines de conception de référence et étendu ;
- ne conduit pas à une autonomie insuffisante des sources d'énergie électrique et d'eau de refroidissement nécessaires à chaque INB.

4.1.4.2 La présence de systèmes IP communs à un réacteur et à une piscine d'entreposage des assemblages de combustible :

- ne doit pas remettre en cause la mise à l'arrêt du réacteur, le refroidissement et l'évacuation de la puissance résiduelle du réacteur et de sa piscine d'entreposage dans les domaines de conception de référence et étendu ;
- ne doit pas conduire à une autonomie insuffisante des sources d'énergie électrique et d'eau de refroidissement nécessaires au réacteur et à la piscine d'entreposage.

Dans ce but, le recours à des systèmes indépendants doit être privilégié.

IV.2 Conception des EIP

IV.2.1 Catégorisation des fonctions de sûreté et détermination des exigences définies des EIP

4.2.1.1 La démarche de classement de sûreté des EIP a pour objectif de garantir qu'ils sont conçus, fabriqués et suivis en exploitation avec un niveau de qualité proportionné à leur rôle dans la sûreté nucléaire.

La démarche de classement doit ainsi tenir compte du rôle des EIP pour :

- la prévention et la limitation des conséquences des agressions ;
- l'accomplissement des fonctions de sûreté.

La démarche de classement peut prévoir plusieurs niveaux de classement (plusieurs classes de sûreté).

La démarche de classement de sûreté doit comporter les étapes successives suivantes :

- l'identification et la catégorisation des fonctions de sûreté établie selon leur rôle pour la sûreté nucléaire ;
- l'identification et le classement des EIP réalisant ces fonctions ;
- la définition d'exigences adaptées de conception, de fabrication et de suivi en exploitation des EIP.

4.2.1.2 Les fonctions de sûreté doivent être réparties en un nombre adéquat de catégories de sûreté nucléaire établies en fonction de leur rôle pour la sûreté nucléaire en tenant compte à la fois :

- des conséquences de leur défaillance pour la sûreté nucléaire ;
- de leur fréquence estimée de sollicitation ;
- des délais disponibles pour les mettre en œuvre ainsi que des durées durant lesquelles elles doivent être assurées, notamment pour l'atteinte d'un état contrôlé ou d'un état sûr.

4.2.1.3 La démarche de catégorisation des fonctions de sûreté doit être fondée sur une approche déterministe complétée, lorsque cela est pertinent, par des analyses probabilistes et des jugements d'experts.



4.2.1.4 Les EIP participant à l'accomplissement d'une fonction de sûreté doivent être classés en cohérence avec la catégorie de cette fonction. Les EIP participant à l'accomplissement de plusieurs fonctions de sûreté doivent être classés en cohérence avec la catégorie la plus élevée de ces fonctions.

4.2.1.5 La conception des systèmes IP doit notamment être définie à partir des fonctions de sûreté auxquelles ils participent, en cohérence avec les études des conditions DBC/DEC et des agressions. Elle doit en particulier considérer :

- le critère de défaillance unique ;
- le secours électrique ;
- la séparation physique.

4.2.1.6 Les exigences définies applicables aux EIP doivent notamment être déterminées en cohérence avec la conception des systèmes ou structures IP auxquels ils appartiennent et avec la classe de sûreté résultant des fonctions de sûreté auxquelles ils contribuent. C'est le cas en particulier de :

- l'utilisation de règles codifiées de conception et de construction, de normes ou de spécifications techniques appropriées ;
- l'aptitude au suivi en exploitation, par exemple par des essais périodiques ;
- la tenue aux agressions ;
- la qualification ;
- l'assurance de la qualité.

4.2.1.7 Les exigences définies applicables aux systèmes accomplissant une fonction support doivent être cohérentes avec celles des systèmes IP desservis.

Lorsque la défaillance d'un EIP d'une fonction support ne compromet pas immédiatement et directement la réalisation de la fonction desservie (période de grâce suffisante), celui-ci peut être affecté à la classe de sûreté immédiatement inférieure à celle du système IP desservi.

4.1.2.8 Au sein d'une même classe de sûreté, les EIP peuvent être regroupés en un nombre limité de familles présentant des exigences définies homogènes.

4.2.1.9 Les éventuelles interfaces entre les EIP doivent être spécifiées et conçues de façon à garantir que la défaillance d'un EIP n'empêche pas un EIP ayant un niveau d'exigence plus élevé d'assurer ses fonctions de sûreté.

4.2.1.10 Lorsqu'un EIP est appelé à remplir sa fonction pour maîtriser un événement du domaine de conception de référence - hors DBC-1 et 2 - ou du domaine de conception étendu, sa durée de fonctionnement prévue à cette occasion et les conditions auxquelles il est alors soumis constituent ses conditions normales de fonctionnement et, pour un équipement sous-pression nucléaire défini au titre de l'article R. 557-12-1 du code de l'environnement, sa situation normale de service. Le dimensionnement de l'EIP doit reposer sur des critères qui garantissent le respect des exigences fonctionnelles requises et *in fine* son aptitude à remplir sa fonction. Il ne repose pas nécessairement sur les mêmes critères que ceux qui sont utilisés pour le dimensionnement des systèmes utilisés en fonctionnement normal, mais doit garantir le respect des exigences fonctionnelles requises.



IV.2.2 Fiabilité des EIP et des systèmes IP

4.2.2.1 Les EIP et systèmes IP doivent être conçus pour que les fonctions de sûreté qu'ils remplissent soient assurées avec une fiabilité appropriée, compte tenu de leur rôle pour la sûreté nucléaire. Cette fiabilité est obtenue par une combinaison appropriée :

- de dispositions de conception, de réalisation, d'installation, de contrôle et de maintenance ;
- de redondance, de séparation, et de diversification entre EIP, afin notamment de réduire les probabilités de défaillances de cause commune.

4.2.2.2 Dans la conception des EIP, il doit être tenu compte :

- des mécanismes de vieillissement et d'usure (éventuellement en lien avec le programme de maintenance) ;
- des incertitudes sur les paramètres physiques de l'installation ;
- du retour d'expérience d'exploitation.

4.2.2.3 Dans la mesure où cela n'introduit pas une complexité excessive et où un unique état favorable à la sûreté nucléaire est identifié, les systèmes IP doivent être conçus de manière à passer automatiquement dans cet état (principe de la défaillance orientée) lorsque certains de leurs composants sont défaillants (y compris en raison de la défaillance d'un éventuel système accomplissant une fonction support).

IV.2.3 Critère de défaillance unique

4.2.3.1 Les systèmes IP nécessaires à la maîtrise des conditions de fonctionnement de référence de catégories 2 à 4 doivent être conçus en respectant le critère de défaillance unique.

4.2.3.2 La défaillance unique active d'un EIP doit être postulée à sa sollicitation, à court ou à long terme.

4.2.3.3 La défaillance unique passive d'un EIP²² doit être postulée à long terme à partir de 24 heures après l'événement nécessitant le fonctionnement du système IP. Les fuites possibles à court terme doivent être considérées pour les barillets.

De plus, il doit être vérifié, par des études de sensibilité, qu'une défaillance unique passive, postulée avant 24 heures ou conduisant à une valeur de taux de fuite plus élevée que la valeur conventionnellement définie (jusqu'à la rupture d'une tuyauterie connectée d'un diamètre intérieur de 50 mm), n'entraînerait pas de conséquences plus importantes que celles qui résulteraient d'une défaillance unique active ou ne conduirait pas à un effet falaise en termes d'efficacité du système IP ou de conséquences radiologiques.

4.2.3.4 Des dispositions de prévention et de limitation des conséquences des défaillances passives doivent être mises en œuvre, notamment en termes de détection, d'isolement et de collecte des fuites.

4.2.3.5 Certaines défaillances uniques pourraient être exclues, notamment celles qui seraient relatives à l'ouverture de certains clapets soumis à une forte différence de pression ou au fonctionnement de certains équipements ne subissant pas de variations notables de chargement, sur la base de justifications appropriées tenant notamment compte :

- des dispositions de conception et d'exploitation mises en œuvre ;

²² Le concept de défaillance unique passive ne s'applique pas au CPP et aux CSP.



- d'une analyse du retour d'expérience d'exploitation ;
- le cas échéant, pour les défaillances uniques actives, d'une analyse des conséquences de la défaillance menée avec des règles, méthodes ou hypothèses moins conservatives que celles retenues pour l'étude des conditions de fonctionnement de référence.

IV.2.4 Qualification des EIP

4.2.4.1 En application du II de l'article 2.5.1 de l'arrêté du 7 février 2012, les EIP font l'objet d'une qualification visant à garantir leur capacité à respecter leurs exigences définies pour les conditions dans lesquelles ils sont nécessaires. Ces conditions doivent inclure les conditions liées à l'environnement (telles que température, pression, humidité, impact de jets de fluides, irradiation, vibrations, phénomènes chimiques, interférence électromagnétique et toute combinaison plausible de ces facteurs), ainsi que les conditions liées au fluide véhiculé (tel que fluide radioactif, eau chargée de particules, choc thermique).

Article 2.5.1 de l'arrêté du 7 février 2012

II. – Les éléments importants pour la protection font l'objet d'une qualification, proportionnée aux enjeux, visant notamment à garantir la capacité desdits éléments à assurer les fonctions qui leur sont assignées vis-à-vis des sollicitations et des conditions d'ambiance associées aux situations dans lesquelles ils sont nécessaires. Des dispositions d'études, de construction, d'essais, de contrôle et de maintenance permettent d'assurer la pérennité de cette qualification aussi longtemps que celle-ci est nécessaire.

4.2.4.2 La qualification doit être acquise pendant la durée prévue de fonctionnement du réacteur, voire pendant la phase de mise à l'arrêt définitif et de démantèlement lorsque cela est pertinent. Pour les composants, cette durée peut être plus courte quand un remplacement est possible en cours d'exploitation (en fonctionnement ou lors de la phase de mise à l'arrêt définitif et de démantèlement).

4.2.4.3 La qualification doit notamment reposer sur des dispositions d'études, de construction, d'essais, de contrôle ou de maintenance.

Des méthodes de qualification doivent être définies et justifiées. Des chargements couvrant les conditions d'environnement pour les accidents, y compris pour les situations de fusion du cœur, doivent être définis. La qualification des EIP doit tenir compte des mécanismes de vieillissement et d'usure, et les dispositions permettant d'assurer et de surveiller la pérennité de la qualification doivent être définies lors de la conception.

IV.2.5 Prise en compte à la conception des EIP des pratiques industrielles, de la maintenance, du suivi en service et des contraintes relatives à leur vieillissement

4.2.5.1 La conception doit tenir compte des contraintes inhérentes aux opérations de construction ou de fabrication de l'installation, et notamment de ses EIP, afin d'assurer la faisabilité et la fiabilité de ces



opérations, y compris les opérations de contrôle associées, dans des conditions de qualité maîtrisées, limitant ainsi les risques d'écarts entre l'installation telle que conçue et l'installation telle que réalisée.

La prise en considération de pratiques industrielles éprouvées permet de bénéficier d'un retour d'expérience en termes de faisabilité, de fiabilité et de qualité de réalisation.

Les EIP dont la construction ou la fabrication nécessite la mise au point de techniques non encore éprouvées ou spécifiques doivent être identifiés lors de la conception et faire l'objet d'une attention appropriée. Ceci peut se traduire par des spécifications adaptées (provisions, plages de tolérance...) cohérentes avec les capacités de contrôle, par des maquettes ou des prototypes ou toute autre disposition pertinente.

4.2.5.2 Les EIP doivent être conçus de manière à permettre leur maintenance et leur suivi en exploitation (inspection en service, essais périodiques) pour s'assurer :

- de l'intégrité de leurs composants et de leur étanchéité notamment quand ils sont conçus pour confiner du fluide radioactif ;
- de la disponibilité et des performances des composants des systèmes, y compris, si besoin, quand le réacteur est en fonctionnement en puissance ;
- du maintien des performances requises des systèmes pour l'ensemble des événements du domaine de conception de référence et du domaine de conception étendu.

4.2.5.3 Des dispositions doivent être prises à la conception pour faciliter le suivi des mécanismes de vieillissement prévus et pour déceler une dégradation ou un comportement imprévu qui pourrait se produire lors de l'exploitation de l'INB.

IV.2.6 Prise en compte à la conception du démantèlement et de la remise en état du site

4.2.6.1 L'arrêt définitif, le démantèlement et l'état physique de l'installation visé après le démantèlement doivent être pris en compte à la conception afin d'en faciliter le déroulement avec notamment l'objectif de :

- permettre le démantèlement dans un délai aussi court que possible ;
- permettre un assainissement complet de l'installation, c'est-à-dire le retour à l'état initial avant activation ou contamination des structures.

Les recommandations des guides de référence dans ce domaine doivent être prises en considération.

Il convient de limiter autant que raisonnablement possible :

- l'exposition radiologique des travailleurs ;
- les quantités et la toxicité chimique et radiologique des rejets d'effluents liquides et gazeux ;
- les quantités et les activités des déchets radioactifs.

En application de l'article 8 du décret du 2 novembre 2007, les principes d'ordre méthodologique et les étapes envisagées pour le démantèlement de l'installation, la remise en état et la surveillance ultérieure doivent être pris en compte à la conception.



Article 8 du décret 2007-1557 du 2 novembre 2007

I.- La demande [d'autorisation de création d'une installation nucléaire] est accompagnée d'un dossier comprenant : [...]

10° Le plan de démantèlement qui présente les principes d'ordre méthodologique et les étapes envisagées pour le démantèlement de l'installation et la remise en état et la surveillance ultérieure du site. Le plan justifie notamment le délai de démantèlement envisagé entre l'arrêt définitif du fonctionnement de l'installation et son démantèlement. Il peut renvoyer à un document établi par l'exploitant pour l'ensemble de ses installations nucléaires et joint au dossier.

4.2.6.2 Lors de la conception, les choix techniques doivent notamment porter sur :

- la conception des équipements, l'agencement du bâti et des voies d'accès. Les équipements susceptibles de contenir des substances radioactives en fonctionnement normal et lors d'incidents doivent être conçus de façon à favoriser, dans la mesure du possible, leur inspection, leur caractérisation radiologique, leur assainissement, leur démontage et leur transport. Lorsque cela est pertinent, des protections radiologiques, facilement amovibles lors des opérations de démantèlement, doivent être mises en œuvre de façon à réduire l'activation des matériels et des équipements. Le bâti doit être agencé en tenant compte des futures opérations de démantèlement, en particulier pour ce qui concerne les composants dont la manutention est complexe. Une réflexion doit également être menée pour les équipements susceptibles de contenir des substances radioactives lors d'accidents ;
- les matériaux : ils doivent être choisis en tenant compte de leur compositions chimique et des phénomènes auxquels ils sont susceptibles d'être soumis afin de limiter les risques liés aux opérations de démantèlement et de faciliter la gestion ultérieure²³ des déchets produits lors de ces opérations.

Ces choix techniques doivent être établis en considérant notamment le retour d'expérience des opérations achevées ou en cours de démantèlement ou de remise en état de sites existants.

4.2.6.3 Les structures, systèmes et composants mis en place au titre du fonctionnement normal, incidentel ou accidentel de l'installation et dont l'utilisation est également envisagée dans le cadre des futures opérations de démantèlement de l'installation doivent être identifiés. Des dispositions doivent être prises pour qu'ils soient aptes à respecter leurs exigences définies pour le démantèlement en considérant notamment le retour d'expérience des opérations achevées ou en cours de démantèlement ou de remise en état de site existant. Ces dispositions doivent tenir compte de la durée de fonctionnement prévue du réacteur, de la durée des opérations préparatoires au démantèlement et de la durée du démantèlement proprement dite. Le cas échéant, l'aptitude au remplacement de ces structures, systèmes et composants doit être examinée à la conception de l'installation.

4.2.6.4 Les dispositions permettant de réaliser la caractérisation des sols du terrain d'assiette de l'installation à la fin de son fonctionnement doivent être prévues à la conception.

²³ En considérant l'état actuel et prévisible des filières de gestion de déchets radioactifs.



IV.3 Prise en compte des dimensions organisationnelles et humaines dans la conception du système sociotechnique

4.3.1 L'installation constitue un système sociotechnique dont le fonctionnement repose sur l'articulation entre des hommes, une organisation, des moyens techniques et un environnement physique de travail. Le système sociotechnique doit être conçu de façon à créer les conditions les plus favorables possibles pour la réalisation par le personnel des activités liées à l'exploitation de l'installation, tant en fonctionnement normal qu'en cas d'incident, d'accident et d'agression (domaines de conception de référence et étendu).

Une démarche de conception du système sociotechnique doit ainsi être mise en œuvre de façon cohérente et intégrée par l'ensemble des entités impliquées dans la conception de l'installation.

La démarche de conception doit s'appuyer sur le retour d'expérience et les connaissances dans les domaines des facteurs organisationnels et humains et de l'exploitation de l'installation, notamment sur les normes²⁴ et pratiques reconnues nationalement et internationalement.

4.3.2 La conception du système sociotechnique doit permettre de réduire autant que possible les possibilités d'actions humaines inappropriées et favoriser la capacité du personnel à détecter et à gérer les aléas, ceci quel que soit l'état de l'installation, notamment en cas d'incident, d'accident ou d'agression.

4.3.3 La recherche de dispositions de conception doit s'effectuer de manière progressive et, au besoin, itérative, en trois phases : des analyses amenant à définir des exigences de conception, la définition de dispositions, et la validation de l'adéquation des dispositions envisagées aux exigences formulées.

1) Les analyses doivent permettre de spécifier les exigences de conception liées aux besoins des utilisateurs et à la future organisation. En particulier, les exigences liées à la réalisation des activités de ces utilisateurs doivent être prises en compte dès le début de la conception. Elles doivent prendre en compte les activités que les personnels auront à effectuer ainsi que, lorsqu'ils peuvent être déterminés, l'environnement du travail et l'organisation des activités. Des méthodes de recueil de données et d'analyse des activités appropriées, conformes à l'état de l'art dans le domaine, doivent être utilisées durant le processus de conception pour identifier les exigences relatives aux activités humaines. Ces méthodes doivent être mises en œuvre et intégrées suffisamment tôt dans le processus de conception pour apporter des éléments utiles à la définition et mise en place des dispositions de conception.

Les analyses doivent en particulier s'appuyer sur le retour d'expérience de l'exploitation des installations nucléaires en France ou à l'étranger et sur le retour d'expérience issu d'autres secteurs industriels ainsi que sur des études utilisant des simulateurs, notamment pour ce qui concerne les activités en salle de commande.

Une réflexion doit être menée pour répartir de façon appropriée les tâches entre celles qui sont réalisées par les opérateurs et celles qui sont réalisées de manière automatique.

Les exigences de conception du système sociotechnique issues de ces analyses doivent être formalisées et leur prise en compte doit être suivie tout au long des phases de conception, de réalisation, de mise en service et d'exploitation de l'installation.

²⁴ Par exemple, la norme NF-EN-ISO 9241-210 « Ergonomie de l'interaction homme-système. Partie 210 : Conception centrée sur l'opérateur humain pour les systèmes interactifs », publiée en janvier 2011.



2) Les dispositions de conception doivent rendre efficaces et efficaces, en fonctionnement normal et en cas d'incident, d'accident ou d'agression (domaines de conception de référence et étendu), les différentes composantes du système sociotechnique. Ainsi, une attention particulière doit être portée :

- aux interfaces hommes-machines (y compris informatisées), en particulier dans les salles de commande ;
- et, plus généralement, partout où l'homme est amené à intervenir :
 - o à la signalétique permettant le repérage des locaux et des structures, systèmes et composants ;
 - o aux conditions d'accès aux locaux et aux matériels ;
 - o à l'environnement physique de travail (lumineux, sonore et thermique) de façon à assurer des conditions favorables à la bonne réalisation des activités.

Enfin, les aspects suivants doivent être également pris en considération :

- l'organisation de l'exploitant, notamment en termes d'effectifs et de gestion de la co-activité entre les intervenants ;
- les documents opérationnels destinés à guider les personnels dans la réalisation de leurs activités doivent être conçus de façon à leur permettre d'en comprendre la finalité et l'importance.

3) La validation des dispositions de conception doit être effectuée en utilisant des méthodes d'évaluation et des moyens adaptés (tests utilisateurs, maquettage, simulation...) dans des conditions aussi représentatives que possible de celles qui seront rencontrées lors de l'exploitation (y compris la salle de commande de secours). La validation des moyens et actions de conduite depuis la salle de commande principale doit notamment être réalisée au moyen d'un simulateur pleine échelle.

4.3.4 La conception doit permettre de répondre aux principes généraux de prévention fixés à l'article L. 4121-2 du code du travail, notamment à ses 4° et 7°. Les choix des procédés, l'aménagement de l'installation, des lieux de travail et des postes de travail font l'objet d'une évaluation des risques pour la santé et la sécurité des intervenants conformément à l'article L. 4121-3 de ce code.

Article L. 4121-2 du code du travail

L'employeur met en œuvre les mesures prévues à l'article L. 4121-1 sur le fondement des principes généraux de prévention suivants :

...

4° Adapter le travail à l'homme, en particulier en ce qui concerne la conception des postes de travail ainsi que le choix des équipements de travail et des méthodes de travail et de production... ;

...

7° Planifier la prévention en y intégrant, dans un ensemble cohérent, la technique, l'organisation du travail, les conditions de travail, les relations sociales et l'influence des facteurs ambiants,...

Article L. 4121-3 du code du travail

L'employeur, compte tenu de la nature des activités de l'établissement, évalue les risques pour la santé et la sécurité des travailleurs, y compris dans le choix des procédés de fabrication, des équipements de travail, des substances ou préparations chimiques, dans l'aménagement ou le réaménagement des lieux de travail ou des installations et dans la définition des postes de travail.

À la suite de cette évaluation, l'employeur met en œuvre les actions de prévention ainsi que les méthodes de travail et de production garantissant un meilleur niveau de protection de la santé et de la sécurité des travailleurs...



IV.4 Prise en compte de la radioprotection à la conception

4.4.1 Dès la conception de l'installation, les risques liés aux expositions des personnes aux rayonnements ionisants doivent être pris en compte, tant pour le fonctionnement normal que pour les situations d'incident ou d'accident. Pour ce qui concerne le fonctionnement normal, une attention particulière doit être portée aux périodes où l'installation est à l'arrêt pour maintenance ou rechargement en combustible. Lorsque des interventions dans le bâtiment du réacteur sont envisagées lorsque le réacteur est en puissance, des dispositions de conception doivent être définies pour réduire l'exposition des travailleurs aux rayonnements ionisants.

4.4.2 Au titre des dispositions prévues à l'article L. 593-42 du code de l'environnement et aux articles R. 4451-7 et R. 4451-10 du code du travail et afin de réduire autant que raisonnablement possible les expositions professionnelles des travailleurs aux rayonnements ionisants, l'avancement de la technique et de la pratique au moment de la conception est pris en compte, notamment :

- les matériaux du circuit primaire et de ses circuits auxiliaires doivent être choisis de façon à limiter la formation de produits de corrosion et d'activation ;
- des dispositions de conception doivent permettre de limiter les concentrations localisées de substances radioactives dans les circuits ;
- des dispositions doivent permettre de réduire autant que possible le nombre et la durée des activités humaines dans les zones spécialement réglementées ou interdites définies à l'article R. 4451-20 du code du travail, en prenant notamment en compte l'aménagement des locaux, la facilité d'accès aux emplacements de travail, les conditions d'environnement de travail, le développement d'outils spécifiques et la téléopération ;
- pour l'application de l'article L. 4121-2 du code du travail, un agencement approprié des structures, systèmes et composants qui contiennent des substances radioactives doit permettre, autant que possible, une réduction de la durée des interventions, la mise en place de protections radiologiques efficaces, de préférence permanentes, et une distance raisonnable entre les intervenants et les sources de rayonnement.

4.4.3 Au titre des dispositions prévues à l'article L. 593-42 du code de l'environnement et aux articles R. 4451-10, R. 4451-24 et R. 4451-40 du code du travail et afin d'éviter tout risque de dispersion de substances radioactives, en cohérence avec les dispositions de l'article 3.4 de l'arrêté du 7 février 2012 :

- des dispositions de confinement statique et dynamique appropriées doivent être définies ;
- l'agencement des locaux doit permettre de mettre en place, si cela s'avère nécessaire pour certaines opérations d'exploitation (notamment d'inspection en service ou de maintenance), des structures amovibles de confinement des substances radioactives ;
- des équipements de surveillance et de supervision de radioprotection doivent être prévus et être :
 - o adaptés aux risques présents aux postes de travail et zones d'intervention régulières ;
 - o localisés à des emplacements permettant une mesure représentative des conditions radiologiques et permettant de détecter et de suivre une dérive en fonctionnement normal et, si nécessaire, lors des situations d'incident ou d'accident, y compris d'accident avec fusion de combustible ;
 - o destinés au contrôle du niveau de contamination des travailleurs et de leurs matériels et outillages implantés à des emplacements judicieux au regard des flux prévisibles de personnel et de matériels, des sources de contamination et des activités, notamment de maintenance, à réaliser ;



- des dispositions doivent faciliter les opérations de décontamination et de démantèlement des équipements.

4.4.4 Des dispositions de conception doivent notamment permettre, en termes de radioprotection, la réalisation des actions humaines prévues dans les domaines de conception de référence et étendu, conformément aux objectifs de l'article R. 4451-10 du code du travail, de façon à contribuer à leur faisabilité requise au titre des articles 3.3.1.4.5, 3.3.2.3.2, 3.3.3.3.2 et 3.4.4.2.

Article L. 593-42 du code de l'environnement

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 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.

Article R. 4451-7 du code du travail

L'employeur prend les mesures générales administratives et techniques, notamment en matière d'organisation du travail et de conditions de travail, nécessaires pour assurer la prévention des accidents du travail et des maladies professionnelles susceptibles d'être causés par l'exposition aux rayonnements ionisants...

Article R. 4451-10 du code du travail

Les expositions professionnelles individuelles et collectives aux rayonnements ionisants sont maintenues en deçà des limites prescrites par les dispositions du présent chapitre au niveau le plus faible qu'il est raisonnablement possible d'atteindre.

Article R. 4451-20 du code du travail

À l'intérieur de la zone contrôlée et lorsque l'exposition est susceptible de dépasser certains niveaux fixés par une décision de l'Autorité de sûreté nucléaire prise en application de l'article R. 4451-28, l'employeur prend toutes dispositions pour que soient délimitées des zones spécialement réglementées ou interdites. Ces zones font l'objet d'une signalisation distincte et de règles d'accès particulières.

Article L. 4121-2 du code du travail

L'employeur met en œuvre les mesures prévues à l'article L. 4121-1 sur le fondement des principes généraux de prévention suivants :

...

8° Prendre des mesures de protection collective en leur donnant la priorité sur les mesures de protection individuelle ;

...

Article R. 4451-24 du code du travail

Dans les zones où il existe un risque d'exposition interne, l'employeur prend toutes dispositions propres à éviter tout risque de dispersion des substances radioactives à l'intérieur et à l'extérieur de la zone.

Article R. 4451-40 du code du travail

L'employeur définit les mesures de protection collective adaptées à la nature de l'exposition susceptible d'être subie par les travailleurs exposés.

La définition de ces mesures prend en compte les autres facteurs de risques professionnels susceptibles d'apparaître sur le lieu de travail, notamment lorsque leurs effets conjugués sont de nature à aggraver les effets de l'exposition aux rayonnements ionisants...



V RECOMMANDATIONS SPECIFIQUES POUR LA CONCEPTION DES BARRIERES

V.1 Cœur du réacteur et dispositifs associés

5.1.1 La conception du cœur du réacteur et des dispositifs associés comprend :

- la conception des assemblages de combustible ;
- la conception de dispositifs de contrôle des réactions nucléaires en chaîne (grappes absorbantes et mécanismes associés, absorbant neutronique soluble) ;
- la conception des équipements internes de la cuve du réacteur.

5.1.2 Les assemblages de combustible doivent être conçus en prévoyant des marges appropriées.

En particulier :

- la conception des assemblages de combustible doit permettre l'insertion rapide dans le cœur d'éléments absorbants mobiles (grappes), de manière à contribuer à la maîtrise des réactions nucléaires dans les conditions de fonctionnement de référence, dans les conditions DEC-A (hors celles qui postulent la défaillance de l'insertion des grappes) et lors des séismes de référence ;
- la structure des assemblages de combustible (tubes-guides, grilles, embouts...) ainsi que les gaines des combustibles doivent être conçues de manière à permettre le refroidissement du combustible dans le cœur dans les conditions de fonctionnement de référence, dans les conditions DEC-A et lors des séismes de référence.

Par ailleurs, les assemblages de combustible doivent être conçus pour conserver leur intégrité dans les situations d'entreposage, de transport et de manutention avant et après irradiation en réacteur.

La conception du combustible doit éviter les pertes d'étanchéité en fonctionnement normal et incidentel. Cependant, la présence possible en fonctionnement normal de quelques défauts de gainage doit être prise en compte dans la démonstration de la sûreté ainsi que pour les opérations relatives au combustible après son irradiation en réacteur.

5.1.3 Le cœur du réacteur doit être conçu et construit de manière à résister aux charges statiques et dynamiques auxquelles il est soumis dans les conditions de fonctionnement de référence, dans les conditions DEC-A et lors des séismes de référence afin que le réacteur puisse être mis à l'arrêt de manière sûre, maintenu à l'état sous-critique et refroidi.

Dans ce but :

- a) les assemblages de combustible doivent être conçus pour résister de manière satisfaisante aux conditions ambiantes (effets chimiques, thermiques, mécaniques, irradiation) prévues dans le cœur du réacteur, et en tenant compte des risques d'endommagement qui peuvent se produire dans les conditions de fonctionnement de référence, dans les conditions DEC-A et lors des séismes de référence. Les gaines des crayons de combustible doivent assurer une barrière pour isoler du réfrigérant primaire les pastilles de combustible et les produits de fission. Par convention, les analyses mécaniques considèrent également le cumul quadratique des effets des ruptures de tuyauteries primaires postulées dans le domaine de conception de référence et du séisme de référence ;
- b) les équipements internes de la cuve du réacteur doivent être conçus de manière à permettre dans les conditions de fonctionnement de référence, dans les conditions DEC-A et lors des séismes de référence :
 - le refroidissement du combustible par le fluide caloporteur, notamment en assurant dans ces situations le maintien en place des assemblages de combustible ;
 - la maîtrise de la réaction nucléaire en permettant l'insertion des grappes d'absorbants mobiles.



Par convention, les analyses mécaniques considèrent également le cumul quadratique des effets des ruptures de tuyauteries primaires postulées dans le domaine de conception de référence et du séisme de référence.

5.1.4 En cas de séisme du domaine de conception étendu, le comportement du cœur (en particulier, la structure des assemblages de combustible), des équipements internes de la cuve ainsi que des mécanismes des grappes ne doit pas faire obstacle à la mise à l'arrêt du réacteur, à son maintien à l'état sous-critique et au refroidissement du combustible.

5.1.5 La surveillance du confinement des substances radioactives assuré par les gaines des crayons de combustible doit être prévue à la conception. Cette surveillance doit être assurée tant que le combustible est présent dans l'installation.

V.2 Circuits primaire et secondaires

V.2.1 Recommandations générales

Article 1^{er} de l'arrêté du 10 novembre 1999

Pour l'application du présent arrêté est désigné par :

- a) 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;
- b) 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

5.2.1.1 Les circuits primaire principal (**CPP**) et secondaires principaux (**CSP**) sont définis à l'article 1^{er} de l'arrêté du 10 novembre 1999.

5.2.1.2 Des dispositions doivent être prises pour garantir, pendant la durée de fonctionnement de l'installation, l'intégrité des équipements du CPP et des CSP.

Ces dispositions doivent porter à la fois sur :

- la qualité de la conception et la vérification associée ;
- la qualité de la fabrication et les contrôles associés ;
- le respect des conditions pour lesquelles les équipements ont été conçus et fabriqués ;
- la réalisation des opérations d'entretien et de surveillance, des inspections périodiques et des réparations nécessaires au maintien de leur niveau de sécurité.

Ces dispositions visent à prévenir l'apparition des modes de défaillance de l'équipement et, le cas échéant, à détecter à temps un endommagement.



V.2.2 Protection contre les surpressions

5.2.2.1 Dans les différents états du réacteur, une protection du CPP et des CSP contre les surpressions doit être mise en place :

- pour les conditions DBC ;
- pour les conditions DEC-A. Sont notamment considérées les conditions de fonctionnement de référence de catégorie 2 avec défaillance de l'arrêt automatique du réacteur.

Les conditions DEC-A qui résultent du cumul d'une condition DBC et de la défaillance de l'arrêt automatique du réacteur ne doivent pas conduire à une pression primaire excédant la valeur repère correspondant à 1,3 fois la pression de conception.

Cette protection respecte les exigences réglementaires applicables de la directive 2014/68/UE du 15 mai 2014²⁵ relative aux équipements sous pression (§ 2.10, 2.11 et 7.3 de son annexe I) et de l'arrêté du 10 novembre 1999 (article 4.II.c).

5.2.2.2 Pour les situations de deuxième catégorie au sens de l'arrêté du 10 novembre 1999, les régulations, les limitations, les systèmes de décharge et les accessoires de sécurité des équipements (arrêt automatique du réacteur, s'il respecte les exigences essentielles de sécurité associées, déclenché par le système de protection du réacteur, soupapes...) peuvent être pris en compte pour démontrer le respect des exigences réglementaires de protection contre les surpressions s'il est démontré qu'ils sont disponibles dans ces situations.

5.2.2.3 Pour les situations de troisième catégorie au sens de l'arrêté du 10 novembre 1999 et pour l'application des exigences essentielles de sécurité 2.10, 2.11 et 7.3 de l'annexe I à la directive 2014/68/UE du 15 mai 2014²⁶ relative aux équipements sous pression, l'arrêt automatique du réacteur peut être considéré comme un accessoire de sécurité s'il respecte les exigences essentielles de sécurité associées.

5.2.2.4 Pour les situations de quatrième catégorie au sens de l'arrêté du 10 novembre 1999, les régulations, les limitations, les systèmes de décharge et les accessoires de sécurité des équipements (arrêt automatique du réacteur, s'il respecte les exigences essentielles de sécurité associées, déclenché par le système de protection du réacteur, soupapes...) peuvent être retenus dans la démonstration de sûreté nucléaire s'il est démontré qu'ils sont disponibles dans ces situations.

V.2.3 Composants « non ruptibles »

5.2.3.1 Une démarche d'exclusion de rupture des gros composants du CPP et des CSP doit être mise en œuvre. En effet, aucune disposition raisonnable de limitation des conséquences de leur rupture, en tant qu'événement déclencheur, ne pourrait être définie. Ces composants sont dits « non ruptibles ».

Cette démarche doit reposer sur des dispositions particulièrement exigeantes en matière de conception, de fabrication et de suivi en service visant à prévenir la rupture. Ces dispositions concernent :

²⁵ Les exigences essentielles de sécurité de l'annexe I à la directive 2014/68 sont rendues applicables aux ESP par l'article R. 557-9-4 du code de l'environnement et aux ESPN par l'arrêté du 30 décembre 2015 relatif aux équipements sous pression nucléaires, lui-même fondé sur l'article R. 557-12-4 du code de l'environnement.

²⁶ Voir note de bas de page ci-avant sur les textes rendant applicables ces exigences de la directive.



- l'analyse des modes d'endommagement pertinents, le choix et l'utilisation de matériaux présentant une résistance suffisante à ces modes d'endommagement, la détermination des sollicitations auxquelles ils sont soumis, y compris en cas de survenue d'une agression, et la vérification du respect de critères permettant de prévenir les risques de rupture ;
- le recours à des procédés de fabrication et de contrôle permettant de démontrer l'obtention d'un très haut niveau de qualité tenant compte, conformément au point 4 des remarques préliminaires de l'annexe I à la directive 2014/68 du 15 mai 2014 relative²⁷ aux équipements sous pression, de l'« état d'avancement de la technique et de la pratique au moment de la conception et de la fabrication, ainsi que des considérations techniques et économiques compatibles avec un degré élevé de protection de la santé et de la sécurité » ;
- le suivi en service, permettant notamment de vérifier en temps utile l'absence de dégradation du composant.

Dans cette perspective, la détermination enveloppe de sollicitations subies, l'analyse du comportement des structures sous ces sollicitations, l'existence de marges notamment par rapport aux critères mécaniques, la qualification des procédés de fabrication et les approvisionnements, le choix, l'étendue et la précision des techniques de contrôles au regard des procédés de fabrication, la détermination des critères d'acceptation des défauts de fabrication, l'accessibilité des zones à surveiller en exploitation et l'étendue des contrôles associés, la prise en compte de l'expérience sur le comportement de matériaux ou d'installations similaires sont des moyens nécessaires à la mise en œuvre de cette démarche.

V.2.4 Autres considérations liées au CPP

5.2.4.1 En application du principe de défense en profondeur mentionné au chapitre II.2.1, des brèches sur les tuyauteries du circuit primaire doivent être retenues comme des EIU dans la démonstration de sûreté nucléaire et des dispositions doivent être mises en œuvre pour en limiter les conséquences.

Les chargements résultant de ces brèches sont à prendre en compte notamment pour le dimensionnement des assemblages de combustible ainsi que pour le dimensionnement des structures internes des composants primaires (cuve du réacteur, générateurs de vapeur, pompes primaires) et de l'enceinte de confinement et de ses structures internes.

Par convention, les analyses mécaniques du CPP considèrent le cumul quadratique des effets des ruptures de tuyauteries primaires postulées dans le domaine de conception de référence et du séisme de référence.

5.2.4.2 L'hypothèse d'« exclusion de rupture » consiste dans son principe à ne pas traiter les conséquences de la rupture d'une tuyauterie parce que la rupture peut être considérée comme extrêmement improbable avec un haut degré de confiance. Le recours à l'hypothèse d'exclusion de rupture ne peut être envisagé que pour les tuyauteries primaires principales et nécessite des éléments :

- démontrant que les dispositions de conception, de fabrication et de surveillance en service sont telles que la rupture peut être considérée comme extrêmement improbable avec un haut degré de confiance. À ce titre, les recommandations de l'article 5.2.3.1 s'appliquent à ces dispositions ;
- justifiant que ce choix est raisonnable compte tenu des avantages et inconvénients qu'il apporte au niveau de sûreté globale de l'installation et à la radioprotection.

²⁷ Voir note de bas de page ci-avant sur les textes rendant applicables ces exigences de la directive.



Si cette hypothèse est retenue, les seules ruptures (jusqu'à la rupture doublement débattue) des piquages connectés aux tuyauteries primaires principales sont à prendre en compte comme des EIU dans la démonstration de sûreté nucléaire.

Les chargements résultants sont à prendre en compte pour le dimensionnement des assemblages de combustible, des structures internes des composants primaires (cuve du réacteur, générateurs de vapeur, pompes primaires) et des structures internes à l'enceinte de confinement.

Par ailleurs, par convention :

- la rupture doublement débattue de la tuyauterie primaire principale est retenue pour la conception du système d'injection de secours, de l'enceinte de confinement et des systèmes associés, ainsi que pour les profils de qualification des équipements présents dans l'enceinte de confinement, en utilisant des hypothèses appropriées ;
- la rupture doublement débattue de la tuyauterie primaire principale est retenue pour la seule détermination des efforts pour la conception du supportage des gros composants.

Le recours à cette hypothèse étant un choix structurant, ce recours et ses modalités d'application devront faire l'objet d'une instruction à un stade précoce de la conception. Cette instruction devra également porter sur les modalités de mise en œuvre.

5.2.4.3 La disposition des tuyauteries du circuit primaire doit être telle que la défaillance postulée d'une boucle du circuit primaire, y compris la rupture maximale envisageable, n'entraîne pas une défaillance d'une autre boucle. La disposition des tuyauteries du circuit primaire et des circuits secondaires doit être telle que la défaillance postulée d'une tuyauterie du circuit primaire n'entraîne pas de défaillance d'une tuyauterie d'un circuit secondaire principal.

5.2.4.4 Pour les phases de fonctionnement où le CPP est fermé, une instrumentation adaptée doit être prévue pour surveiller l'activité radiologique du fluide primaire et les fuites éventuelles du CPP. Des dispositions de conception doivent permettre la réalisation périodique d'un bilan de fuite du CPP lors du fonctionnement du réacteur.

5.2.4.5 La survenue d'un EIU pris en compte au titre des conditions de fonctionnement de référence de catégorie 2 ne devrait pas induire de relâchement de fluide primaire dans l'enceinte. Ceci peut être vérifié en utilisant l'ensemble des matériels. Leur disponibilité dans la situation considérée doit alors être démontrée.

5.2.4.6 Le fonctionnement du système de protection du CPP contre les surpressions ne doit pas entraîner de rejet de substances radioactives directement dans l'environnement.

5.2.4.7 Dans les états d'arrêt à froid, une protection du CPP et du système de refroidissement du réacteur dans ces états doit être mise en place pour prévenir les risques de surpression à froid.

5.2.4.8 Afin de prévenir les bypasses du confinement, les dispositifs assurant la protection contre les surpressions des circuits connectés au CPP et véhiculant du fluide primaire doivent être situés à l'intérieur de l'enceinte de confinement ou, à défaut, dans un local bénéficiant d'une ventilation ainsi que d'un traitement adapté (filtration par exemple) de son atmosphère.



V.2.5 Autres considérations liées aux CSP

5.2.5.1 En application du principe de défense en profondeur mentionné au chapitre II.2.1, des brèches sur les tuyauteries des CSP doivent être retenues comme des EIU dans la démonstration de sûreté nucléaire et des dispositions doivent être mises en œuvre pour en limiter les conséquences.

Les chargements résultant de ces brèches sont à prendre en compte notamment pour le dimensionnement des structures internes des générateurs de vapeur ainsi que de l'enceinte de confinement et de ses structures internes.

Par convention, les analyses mécaniques des CSP considèrent le cumul quadratique des effets des ruptures de tuyauteries postulées dans le domaine de conception de référence et du séisme de référence.

5.2.5.2 Le recours à l'hypothèse d'exclusion de rupture ne peut être envisagé que pour les tuyauteries secondaires principales véhiculant de la vapeur et nécessite des éléments :

- démontrant que les dispositions de conception, de fabrication et de surveillance en service sont telles que la rupture peut être considérée comme extrêmement improbable avec un haut degré de confiance. À ce titre, les recommandations de l'article 5.2.3.1 s'appliquent à ces dispositions ;
- démontrant que les effets hydrodynamiques significatifs sont évités et que les points fixes sont aussi proches que possible des traversées de l'enceinte de confinement ;
- justifiant que ce choix est raisonnable compte tenu des avantages et inconvénients qu'il apporte au niveau de sûreté global de l'installation et à la radioprotection.

Si cette hypothèse est retenue, par convention, les masses et énergies libérées par la rupture doublement débattue de la tuyauterie principale de vapeur sont retenues pour la conception de l'enceinte de confinement et des systèmes associés, ainsi que pour les profils de qualification des équipements présents dans l'enceinte de confinement, en utilisant des hypothèses appropriées.

Le recours à cette hypothèse étant un choix structurant, ce recours et ses modalités d'application devront faire l'objet d'une instruction à un stade précoce de la conception. Cette instruction devra également porter sur les modalités de mise en œuvre.

5.2.5.3 Les possibilités de défaillance de cause commune des tuyauteries principales de vapeur et des tuyauteries principales d'alimentation en eau des générateurs de vapeur doivent être réduites autant que possible par une séparation adéquate des circuits. En tout état de cause, la rupture de toute tuyauterie connectée aux tuyauteries secondaires principales qui pourrait se séparer de son piquage doit être prise en compte dans la démonstration de sûreté nucléaire.

5.2.5.4 La disposition des tuyauteries des circuits secondaires principaux doit être telle que la défaillance postulée de l'une d'elles n'entraîne pas de défaillance d'une autre tuyauterie des circuits secondaires principaux, à l'exception des canalisations de faible diamètre telles que définies à l'article 3 de l'arrêté du 10 novembre 1999.

La disposition des tuyauteries du circuit primaire et des circuits secondaires doit être telle que la défaillance postulée d'une tuyauterie d'un circuit secondaire n'entraîne pas de défaillance d'une tuyauterie du circuit primaire principal, à l'exception des canalisations de faible diamètre telles que définies à l'article 3 de l'arrêté du 10 novembre 1999.



5.2.5.5 Pour les phases de fonctionnement où l'évacuation de la chaleur du fluide primaire est assurée par les générateurs de vapeur, une instrumentation doit être prévue pour surveiller en continu toute fuite du circuit primaire au niveau de chaque générateur de vapeur.

V.3 3^e barrière

V.3.1 Recommandations générales

5.3.1.1 Pour respecter les objectifs de sûreté mentionnés au chapitre II.1 du présent guide, la 3^e barrière doit être conçue de telle manière que les rejets lors des phases court et long termes des accidents pris en compte dans la démonstration de sûreté nucléaire soient limités.

5.3.1.2 À cette fin, des exigences relatives à la tenue mécanique et à l'étanchéité de la 3^e barrière de confinement doivent être fixées pour le domaine de conception de référence et le domaine de conception étendu.

La 3^e barrière doit être conçue et réalisée pour respecter ces exigences.

5.3.1.3 En particulier, l'enceinte de confinement, les traversées de l'enceinte et leurs systèmes d'isolement doivent être conçus de telle manière que l'efficacité du confinement des substances radioactives soit assurée :

- sans nécessiter de système actif d'évacuation de la puissance résiduelle hors de cette enceinte pendant plusieurs heures après un accident avec fusion du cœur, de façon à garantir une période de grâce suffisante pour la mise en œuvre d'un système actif permettant l'accomplissement des fonctions de sûreté dans les conditions rencontrées ;
- en cas de déflagration globale de la quantité maximale d'hydrogène qui pourrait être contenue dans cette enceinte au cours d'un accident avec fusion du cœur ou après déflagration rapide locale, en tenant compte des dispositions destinées à réduire la concentration d'hydrogène dans l'enceinte ;
- en tenant compte des autres gaz combustibles pouvant être produits en situation de fusion du cœur, notamment lors de l'interaction du corium avec le béton.

À cette fin et autant que nécessaire :

- des dispositions, telles que des igniteurs ou des recombineurs d'hydrogène, doivent être mises en place afin de limiter la concentration d'hydrogène dans l'enceinte ;
- des dispositions spécifiques (par exemple la géométrie des compartiments internes du bâtiment réacteur ou des parois renforcées des compartiments) doivent être mises en place afin de prévenir des phénomènes tels que des déflagrations rapides locales d'hydrogène ou des transitions déflagration-détonation d'hydrogène ou d'en limiter les conséquences.

V.3.2 Traversées et ouvertures de l'enceinte de confinement

5.3.2.1 Les traversées et les ouvertures de l'enceinte de confinement doivent être aussi peu nombreuses que possible.

5.3.2.2 Les traversées et les ouvertures de l'enceinte de confinement doivent déboucher, sauf justification particulière, dans des bâtiments périphériques présentant des capacités de confinement adéquates.



5.3.2.3 Des exigences de qualification et d'étanchéité doivent être définies pour les traversées de l'enceinte en fonctionnement normal, ainsi que lors d'incidents et d'accidents, en lien avec les objectifs de sûreté mentionnés au chapitre II.1 du présent guide. Des dispositions nécessaires à la vérification du respect de ces exigences sur la durée de vie de l'installation doivent être définies.

5.3.2.4 Les traversées de l'enceinte de confinement doivent être pourvues d'organe(s) permettant, lorsque cela est nécessaire, de les obturer de manière fiable dans le domaine de conception de référence et le domaine de conception étendu ; cette obturation doit être obtenue dans des délais permettant d'atteindre les objectifs mentionnés au chapitre II.1 du présent guide.

Les traversées qui sont situées sur des circuits connectés au CPP qui pourraient véhiculer du fluide primaire lors d'incidents ou d'accidents ou sur des circuits qui communiquent directement avec l'atmosphère de l'enceinte de confinement doivent être équipées d'au moins deux organes d'isolement placés en série, sauf justification particulière.

Quelle que soit la traversée, un organe d'isolement doit être à l'extérieur de l'enceinte de confinement (l'autre étant à l'intérieur dans le cas où il y a deux organes). Les organes d'isolement doivent être situés aussi près que possible de l'enceinte de confinement.

5.3.2.5 Lorsque, dans un état d'arrêt normal du réacteur, le tampon d'accès des matériels de l'enceinte de confinement est ouvert et que des assemblages de combustible sont dans la cuve du réacteur, le tampon d'accès doit être refermable rapidement en cas d'incident ou d'accident conduisant à des rejets radioactifs dans l'enceinte de confinement, en tout état de cause dans un délai permettant d'atteindre les objectifs mentionnés au chapitre II.1 du présent guide.

5.3.2.6 Les sas d'accès du personnel à l'intérieur de l'enceinte de confinement doivent être équipés de portes dont les verrouillages sont interdépendants de façon qu'au moins une des portes soit fermée lorsque nécessaire.

5.3.2.7 Les conséquences de brèche sur un circuit véhiculant, en fonctionnement normal, du fluide radioactif en dehors de l'enceinte de confinement doivent être prises en compte, notamment :

- la conception des locaux abritant ce circuit doit tenir compte des effets possibles de cette brèche (surpressions, création d'atmosphères explosives, difficulté d'accès aux locaux ...) ;
- une ventilation ainsi qu'un traitement adapté (filtration par exemple) de l'atmosphère de ces locaux doivent être mis en place lorsque cela est nécessaire.

5.3.2.8 Les possibilités de fuite des circuits véhiculant du fluide radioactif, dans le domaine de conception de référence ou dans le domaine de conception étendu, en dehors de l'enceinte de confinement doivent être prises en compte. En particulier, si de tels circuits sont utilisés pour la gestion des incidents et accidents, y compris les accidents avec fusion du cœur, ces fuites doivent être considérées pour l'évaluation des conséquences radiologiques.



VI RECOMMANDATIONS SPECIFIQUES À CERTAINES FONCTIONS DE SÛRETÉ

VI.1 Maîtrise des réactions nucléaires en chaîne dans le cœur

6.1.1 Les moyens de maîtrise de la réactivité du cœur doivent permettre :

- d'assurer un arrêt automatique rapide du réacteur ;
- d'assurer l'atteinte d'une sous-criticité correspondant à celle qui est visée en état sûr ;
- de pallier une défaillance de l'arrêt automatique du réacteur ;
- de garantir, dans les états où la cuve est ouverte, l'absence de criticité ;
- de prévenir, dans les états où la cuve est fermée et le réacteur est à l'arrêt en fonctionnement normal, l'atteinte involontaire des conditions critiques.

6.1.2 L'arrêt du réacteur doit être assuré par deux moyens indépendants et diversifiés, l'un au moins de ces moyens étant capable de rendre rapidement le réacteur sous-critique²⁸. Ces moyens visent conjointement à assurer la sous-criticité du cœur jusqu'à l'atteinte de l'état contrôlé du réacteur, puis doivent la maintenir, avec une marge adéquate, pour l'atteinte de l'état sûr.

Un retour éventuel en criticité ne peut être admis que dans certaines situations peu fréquentes. Il doit alors être de courte durée et conduire à une puissance neutronique faible. Il doit faire l'objet d'une justification particulière.

6.1.3 Lorsque le cœur est critique, la conception neutronique du cœur doit assurer, quel que soit le niveau de puissance, un comportement intrinsèquement stable par l'effet des contre-réactions neutroniques.

À ce titre :

- le coefficient de vide du réfrigérant primaire doit être négatif par conception ;
- le coefficient de température du modérateur doit être négatif depuis les conditions de puissance nulle à chaud jusqu'aux conditions de fonctionnement nominal, toutes grappes de contrôle en haut du cœur. Néanmoins, sur la base d'une justification appropriée, quelques grappes de contrôle peuvent être insérées temporairement dans le cœur afin de garantir le coefficient de température du modérateur négatif à faible puissance en début de cycle.

La conception neutronique du cœur doit être telle que, en situation d'incident ou d'accident, l'effet de vide est toujours négatif.

6.1.4 En cas d'évolution anormale des paramètres physiques liés à la réactivité, des dispositifs automatiques doivent assurer, avec un très haut niveau de fiabilité, l'arrêt du réacteur.

La durée d'insertion complète des grappes de contrôle et d'arrêt du réacteur doit être justifiée pour les conditions nécessitant l'arrêt automatique du réacteur.

6.1.5 L'obtention d'un très haut niveau de fiabilité de la fonction d'arrêt automatique du réacteur doit notamment reposer sur la diversification de ses composants principaux (mesures physiques, signaux et traitements associés, disjoncteurs d'arrêt automatique du réacteur).

6.1.6 Des dispositions de conception doivent être prévues pour maîtriser les risques spécifiques liés à une diminution anormale de la concentration en absorbant neutronique soluble.

²⁸ Hormis pour les conditions DEC-A qui postulent son indisponibilité.



6.1.7 Des systèmes doivent assurer une surveillance permanente de la concentration de l'eau du circuit primaire en absorbant neutronique soluble et des réactions nucléaires, dès lors qu'un assemblage de combustible est présent dans la cuve. En particulier, ils doivent permettre la mise en œuvre d'actions automatiques ou manuelles pour prévenir l'atteinte de la criticité lors d'incidents ou accidents initiés dans les états d'arrêt du réacteur en fonctionnement normal.

6.1.8 Lorsque le cœur est totalement chargé, une instrumentation neutronique redondante et une instrumentation thermo-hydraulique redondante réparties dans et en dehors du cœur doivent permettre :

- de surveiller en continu les réactions nucléaires en chaîne ;
- de surveiller et de prévenir, dans les états en puissance, les risques d'endommagement du combustible, en utilisant notamment un système fournissant des informations suffisamment précises sur la distribution de puissance interne au cœur.

Par ailleurs, une instrumentation neutronique doit permettre d'établir une cartographie en trois dimensions de la distribution de flux neutronique dans le cœur quand ce dernier est critique. Une justification particulière doit être établie si la première carte de flux ne peut être réalisée qu'à partir d'un niveau de puissance non négligeable. Ce dernier doit toutefois rester aussi faible que raisonnablement possible.

VI.2 Évacuation de la puissance thermique issue des substances radioactives et des réactions nucléaires

VI.2.1 Systèmes d'évacuation de la puissance résiduelle du cœur

6.2.1.1 Des systèmes doivent assurer l'évacuation de la puissance résiduelle du cœur après l'arrêt du réacteur dans les conditions DBC et les conditions DEC-A ; ils doivent permettre d'amener et de maintenir le réacteur dans un état sûr.

VI.2.2 Système(s) d'injection d'eau de secours dans le cœur

6.2.2.1 Des dispositions de conception doivent être prévues pour faire face aux risques spécifiques liés à une diminution accidentelle de la quantité d'eau présente dans le circuit primaire principal.

Un (ou des) système(s) doit (doivent) permettre de restaurer et de maintenir un inventaire en eau suffisant dans le circuit primaire pour les conditions de fonctionnement de référence et les conditions DEC-A qui le nécessitent. Il(s) participe(nt) à l'évacuation de la puissance résiduelle du cœur.

6.2.2.2 Si la conception de ce(s) système(s) prévoit de réutiliser l'eau provenant du circuit primaire et présente dans l'enceinte de confinement, le phénomène de colmatage des prises d'eau et les effets que les débris peuvent avoir en aval de la prise d'eau, y compris sur le combustible en cœur, doivent être pris en compte dans la conception.

VI.2.3 Dépressurisation du circuit primaire en situation accidentelle

6.2.3.1 Afin d'assurer une prévention suffisante de la fusion du cœur en cas de défaillance des systèmes d'évacuation de la puissance du circuit primaire, un moyen de dépressurisation du circuit primaire doit



être prévu pour permettre l'injection d'eau en quantité suffisante pour évacuer la chaleur résiduelle produite dans le cœur.

6.2.3.2 Un système de dépressurisation indépendant autant que raisonnablement possible du système mentionné à l'article 6.2.3.1, doit contribuer à rendre extrêmement improbables avec un haut degré de confiance les situations de fusion du cœur avec maintien d'une pression élevée dans le circuit primaire. Il doit notamment assurer ses fonctions en cas de perte totale de longue durée des sources électriques internes et externes de courant alternatif.

VI.2.4 Évacuation de la puissance hors de l'enceinte de confinement

6.2.4.1 Afin de conserver l'intégrité de l'enceinte de confinement, des systèmes doivent être prévus pour évacuer la puissance résiduelle hors de l'enceinte de confinement sans relâchement volontaire de substances radioactives dans les conditions de fonctionnement de référence ainsi que dans les conditions DEC-A et DEC-B.

6.2.4.2 L'évacuation hors de l'enceinte de confinement de la puissance résiduelle lors d'un accident avec fusion du cœur doit reposer sur un système indépendant, autant que raisonnablement possible, des systèmes utilisés pour évacuer la puissance résiduelle dans les conditions de fonctionnement de référence et dans les conditions DEC-A.

Si la mise en œuvre de ce système nécessite une alimentation électrique, celle-ci doit être secourue par une source autant que raisonnablement possible dédiée à la limitation des conséquences des accidents avec fusion du cœur.

De plus :

- si l'utilisation de ce système amène à faire circuler du fluide radioactif en dehors de l'enceinte de confinement, les possibilités de fuite de ce système doivent être prises en compte à la conception. Elles ne doivent pas remettre en cause la capacité du système à accomplir sa mission au regard des objectifs de sûreté mentionnés au chapitre II.1 du présent guide ;
- si la conception de ce système prévoit de réutiliser l'eau présente dans l'enceinte de confinement, le phénomène de colmatage des prises d'eau et les effets que les débris peuvent avoir en aval de la prise d'eau doivent être pris en compte dans la conception.

VI.3 Confinement des substances radioactives

VI.3.1 Conception des EIP assurant le confinement des substances radioactives

6.3.1.1 En application du III de l'article 3.4 de l'arrêté du 7 février 2012, le confinement des substances radioactives est assuré par des dispositifs statiques et, si nécessaire, complétés par des dispositifs dynamiques.



6.3.1.2 Les structures et systèmes IP assurant le confinement des substances radioactives doivent être conçus et construits de façon à assurer l'efficacité de cette fonction tant en fonctionnement normal que lors d'incidents et d'accidents, notamment en vue :

- d'éviter les fuites directes de substances radioactives dans l'environnement depuis l'enceinte de confinement ainsi que les situations pouvant conduire à des bipses de l'enceinte de confinement ;
- d'assurer un confinement efficace en fonctionnement normal et lors d'incidents et d'accidents, y compris lors d'un accident avec fusion du cœur.

Article 3.4 de l'arrêté du 7 février 2012

III. – La fonction de confinement des substances radioactives est assurée par l'interposition, entre ces substances et les personnes et l'environnement, d'une ou plusieurs barrières successives suffisamment indépendantes, et si nécessaire par un système de confinement dynamique. Le nombre et l'efficacité de ces dispositifs sont proportionnés à l'importance et à l'impact des rejets radioactifs potentiels, y compris en cas d'incident ou d'accident.

6.3.1.3 Le confinement doit présenter la meilleure efficacité possible, en vue d'atteindre les objectifs de sûreté mentionnés dans le chapitre II.1 du présent guide. À ce titre :

- pour l'enceinte de confinement et ses traversées, des critères d'étanchéité doivent être définis ;
- pour les autres bâtiments de l'îlot nucléaire dans lesquels sont présentes ou susceptibles d'être présentes des substances radioactives, des critères d'étanchéité doivent également être définis ;
- les systèmes de confinement dynamique doivent être équipés d'une filtration à l'efficacité appropriée.

6.3.1.4 Des moyens doivent être prévus pour détecter d'éventuelles fuites de fluide radioactif dans les bâtiments périphériques et dans l'enceinte de confinement et pour limiter leurs conséquences.

6.3.1.5 La conception doit prévoir l'utilisation de moyens redondants et, si nécessaire, diversifiés, d'isolement des circuits connectés au CPP, les éventuelles défaillances de ces moyens ainsi que des équipements de détection associés à ces défaillances.

6.3.1.6 Des dispositions de conception doivent être mises en œuvre pour stabiliser le corium, en ou hors cuve, pour éviter le percement du radier de l'enceinte de confinement par le cœur fondu et pour assurer la résistance de l'enceinte de confinement et des dispositifs associés à toute déflagration d'hydrogène.

VI.3.2 Confinement en fonctionnement normal

6.3.2.1 Des systèmes doivent être prévus pour assurer en fonctionnement normal la maîtrise de la pression et de la température dans l'enceinte de confinement, ainsi que la détection, la surveillance et, lorsque cela est nécessaire, le traitement des substances radioactives qui pourraient être relâchées dans l'atmosphère de l'enceinte de confinement.

VI.3.3 Confinement des bâtiments

6.3.3.1 Une étanchéité statique appropriée doit être obtenue pour les bâtiments qui abritent des systèmes et composants contenant des substances radioactives ou susceptibles d'en contenir, en fonctionnement normal et lors d'incidents ou d'accidents, notamment pour les bâtiments disposant de



traversées vers l'enceinte de confinement et pour les bâtiments abritant des systèmes et composants véhiculant un fluide radioactif susceptibles, en cas de défaillance, de conduire à des rejets. Si nécessaire, des dispositifs de collecte et de traitement de ces substances avant leur rejet sous forme gazeuse ou liquide dans l'environnement doivent être mis en place.

Le nombre de traversées de l'enceinte de confinement doit être réduit autant que possible afin de limiter les risques de bipasse du confinement.

VI.3.4 Systèmes de ventilation

6.3.4.1 Les systèmes de ventilation doivent être conçus de manière à :

- renforcer autant que nécessaire les dispositifs de confinement statique en créant une cascade de dépressions des locaux à faible risque de contamination vers les locaux ou équipements à risque plus élevé afin d'éviter la dispersion de substances radioactive dans l'installation (confinement interne) et d'orienter les effluents gazeux vers des systèmes de traitements adaptés (filtre, piège à iode) avant leur rejet dans l'environnement ;
- maintenir des conditions d'ambiance acceptables pour les travailleurs en fonctionnement normal et lors d'incidents et d'accidents (température dans les locaux, teneurs en hydrogène et azote, radioprotection et accessibilité aux locaux lors d'incidents et d'accidents) ;
- éviter la création d'atmosphère explosive (taux de renouvellement d'air) ;
- limiter les risques de rejet de substances radioactives dans l'environnement en cas d'incendie ;
- maintenir, en fonctionnement normal et lors d'incidents et d'accidents, des conditions ambiantes compatibles avec le fonctionnement et les conditions de qualification des EIP assurant des fonctions de sûreté.

VI.3.5 Surveillance et essais périodiques

6.3.5.1 L'enceinte de confinement, les traversées de l'enceinte et leurs systèmes d'isolement, doivent être conçus et construits de façon qu'il soit possible de procéder à des essais pour vérifier le respect des critères mentionnés à l'article 6.3.1.3, avant la mise en service du réacteur puis, périodiquement, à l'occasion des contrôles mentionnés à l'article 8.1.1 de l'arrêté du 7 février 2012.

Article 8.1.1 de l'arrêté du 7 février 2012

L'efficacité de l'enceinte de confinement d'un réacteur électronucléaire est notamment contrôlée :

- avant la mise en service, par une épreuve de réception initiale ;
- après la mise en service et jusqu'à l'arrêt définitif, par des épreuves périodiques programmées de manière à ce que des résultats datant de moins de trente mois soient présentés dans le rapport de réexamen prévu à l'article L. 593-19 du code de l'environnement ;
- après l'arrêt définitif, dans des conditions fixées par le décret d'autorisation ou les prescriptions édictées par l'Autorité de sûreté nucléaire pour son application.

Des dispositions de conception doivent être prises afin de pouvoir déterminer avec un niveau de fiabilité suffisant l'efficacité réelle du confinement assurée par l'enceinte de confinement en fonctionnement normal et d'être en mesure de l'apprécier lors d'incidents et d'accidents, y compris avec fusion du cœur.



6.3.5.2 Pour vérifier le respect des critères mentionnés à l'article 6.3.1.3, les bâtiments de l'îlot nucléaire abritant des systèmes et composants contenant des substances radioactives doivent être conçus et construits de façon qu'il soit possible :

- de procéder à des essais pour démontrer l'efficacité du confinement des substances radioactives avant la mise en service de l'INB puis périodiquement pendant toute sa durée de vie ;
- ou de justifier leur performance par analyse, compte tenu des dispositions de construction et d'exploitation retenues.

6.3.5.3 Des dispositions de conception doivent permettre la surveillance des performances des systèmes de confinement dynamique, de filtration/épuration des effluents avant leur rejet dans l'environnement.



VII AUTRES RECOMMANDATIONS SPECIFIQUES POUR LA CONCEPTION

Dans le chapitre VII, l'utilisation du terme « système » ne préjuge pas du classement de ce système en tant qu'EIP ou non.

VII.1 Conception des systèmes assurant une fonction support

VII.1.1 Conception des systèmes d'évacuation de la chaleur vers la source froide et de la source froide

7.1.1.1 L'architecture, les exigences définies et la fiabilité des systèmes d'évacuation de la chaleur produite par le combustible et dissipée par les différents systèmes, structures et composants vers la source froide doivent être cohérentes avec l'architecture et l'ensemble des exigences définies des EIP qu'ils refroidissent.

7.1.1.2 Des dispositions doivent être mises en œuvre pour prévenir les risques de défaillance de la source froide liés aux agressions externes. La nécessité de dispositions spécifiques, telles que des prises d'eau éloignées ou diversifiées, ou la constitution d'une réserve de secours, doit être appréciée sur la base d'une étude de caractérisation du site et d'une évaluation de la vulnérabilité de la source froide principale.

7.1.1.3 Afin d'interposer plusieurs barrières entre les circuits véhiculant du fluide radioactif, notamment le fluide primaire, et l'environnement, la conception des systèmes d'évacuation de la chaleur vers la source froide doit comporter un système de refroidissement intermédiaire entre les échangeurs de refroidissement des circuits véhiculant du fluide radioactif et les systèmes véhiculant l'eau brute.

VII.1.2 Alimentation électrique

VII.1.2.1 Recommandations générales

7.1.2.1.1 L'alimentation en énergie électrique de l'installation doit comporter un système d'alimentation normale et un système d'alimentation de secours.

7.1.2.1.2 Les risques de défaillance de cause commune des composants électriques, notamment des tableaux électriques, doivent être réduits, le cas échéant grâce à une diversification appropriée.

VII.1.2.2 Système d'alimentation électrique normale

7.1.2.2.1 Pour réduire les risques de perte des alimentations électriques externes, le système d'alimentation électrique normale doit être relié au réseau national de transport d'électricité par au moins deux lignes électriques. Ces deux lignes doivent être suffisamment indépendantes l'une de l'autre.

7.1.2.2.2 L'architecture et les dispositifs de protection ou d'isolement du système de distribution électrique au sein de l'installation doivent être tels que le fonctionnement de l'alimentation électrique





normale en dehors des plages de variation spécifiées ne porte pas atteinte à la disponibilité des équipements du système d'alimentation électrique de secours et des EIP alimentés.

VII.1.2.3 Système d'alimentation électrique de secours

7.1.2.3.1 Le système d'alimentation électrique de secours comprend les circuits et composants nécessaires à la production, la conversion et la distribution de l'énergie électrique aux systèmes assurant une fonction de sûreté qui en ont besoin.

7.1.2.3.2 Le système d'alimentation électrique de secours doit être capable de fournir la puissance électrique aux systèmes nécessaires à l'accomplissement des fonctions de sûreté dans l'hypothèse d'une perte du système d'alimentation électrique normale conformément aux exigences fonctionnelles (puissance, durée de mission...) des EIP alimentés.

7.1.2.3.3 Le système d'alimentation électrique de secours peut être alimenté par le système d'alimentation électrique normale (sources externes) et il doit, en tout état de cause, comporter des sources de secours internes dédiées telles que des batteries et des générateurs électriques (groupes électrogènes diesel, groupes turbo-alternateur...) ou tout autre moyen d'alimentation électrique autonome.

7.1.2.3.4 L'architecture, les exigences définies et la fiabilité du système d'alimentation électrique de secours doivent être cohérentes avec l'architecture et l'ensemble des exigences définies des systèmes assurant une fonction de sûreté qu'il alimente.

7.1.2.3.5 Le principe d'indépendance énoncé au chapitre IV.1.2 du présent guide doit être appliqué aux voies redondantes du système d'alimentation électrique de secours. Cette indépendance ne doit pas être compromise par les interconnexions à l'alimentation électrique normale.

7.1.2.3.6 Les systèmes et composants qui, bien que n'étant pas des EIP, seraient néanmoins alimentés par le système d'alimentation électrique de secours, ne doivent pas compromettre son indépendance fonctionnelle, ses performances et sa fiabilité pour l'accomplissement des fonctions de sûreté.

7.1.2.3.7 Les alimentations électriques des systèmes du contrôle-commande intervenant en cas d'événement du domaine de conception de référence ou du domaine de conception étendu doivent satisfaire aux exigences fonctionnelles des systèmes de contrôle commande alimentés. Ces alimentations doivent être sans interruption.

7.1.2.3.8 L'autonomie des batteries nécessaires à l'alimentation électrique des EIP assurant des fonctions de sûreté doit satisfaire aux exigences fonctionnelles des EIP alimentés. Elle tient, le cas échéant, compte des délais réalistes²⁹ de récupération des systèmes d'alimentation électrique normale et de secours, notamment lors d'un événement du domaine de conception étendu.

²⁹ « Réaliste », ici, veut dire tenant compte du retour d'expérience et des conditions dégradées.



VII.1.3 Systèmes de conditionnement thermique

7.1.3.1 Des systèmes de conditionnement thermique (ventilation, chauffage et climatisation) doivent garantir que les conditions d'ambiance dans les locaux n'affectent pas le fonctionnement des EIP qui s'y trouvent.

L'architecture et les exigences définies des systèmes de conditionnement thermique doivent être cohérentes avec l'architecture et les exigences définies des systèmes qu'ils supportent.

VII.2 Contrôle volumétrique et chimique du réfrigérant primaire

7.2.1 En fonctionnement normal, un (ou des) système(s) doit (doivent) permettre de maîtriser les caractéristiques physico-chimiques du réfrigérant primaire, notamment en vue de :

- limiter la corrosion du circuit primaire et des gaines du combustible ;
- maintenir la radioactivité dans le circuit primaire et les circuits qui y sont connectés à un niveau aussi bas que raisonnablement possible, notamment par épuration des substances radioactives (y compris les produits de corrosion activés et les produits de fission issus du combustible) du réfrigérant primaire.

S'il(s) véhicule(nt) de l'hydrogène, il(s) doit (doivent) être conçu(s) de manière à minimiser le risque d'explosion d'hydrogène.

7.2.2 En fonctionnement normal, un système doit permettre d'ajuster la quantité d'eau du circuit primaire principal et sa concentration en absorbant neutronique soluble.

VII.3 Manutention et entreposage du combustible nucléaire

VII.3.1 Manutention des assemblages de combustible

7.3.1.1 Les systèmes de manutention du combustible doivent être conçus de façon à :

- permettre d'identifier précisément chaque assemblage de combustible inséré dans ou retiré de la cuve ;
- permettre des inspections du combustible ;
- prévenir tout endommagement de la structure ou du gainage des assemblages de combustible lors d'une manutention, y compris lors de situations d'incident ou d'accident (séisme, perte d'alimentations électriques) ;
- prévenir toute chute d'assemblage de combustible en cours de manutention, y compris lors de situations d'incident ou d'accident (séisme, perte d'alimentations électriques) ;
- prévenir toute chute sur les assemblages de combustible d'objets lourds, tels qu'emballages de transport, ponts roulants ou autres objets susceptibles de les endommager, y compris lors de situations d'incident ou d'accident (séisme, perte d'alimentations électriques) ;
- permettre la dépose en position sûre d'un assemblage en cours de manutention lorsque c'est nécessaire, y compris à la suite d'une situation d'incident ou d'accident (séisme, perte d'alimentations électriques).



7.3.1.2 Les bâtiments où se déroulent les manutentions d'assemblages de combustible doivent disposer d'un confinement adéquat, afin d'atteindre les objectifs de sûreté mentionnés au chapitre II.1 du présent guide.

VII.3.2 Entreposage à sec des assemblages de combustible neufs

7.3.2.1 La conception de l'entreposage à sec des assemblages de combustible neufs doit permettre d'assurer les fonctions de sûreté, y compris en cas d'agression.

7.3.2.2 La conception de l'entreposage à sec des assemblages de combustible neufs doit permettre de garantir l'absence de toute situation de criticité, avec des marges spécifiées, par des moyens ou procédés physiques, dans les conditions normales d'entreposage, ainsi que lors d'incidents et d'accidents (notamment pour les agressions) susceptibles de modifier les conditions de modération compte tenu de la présence d'eau.

VII.3.3 Entreposage sous eau du combustible

7.3.3.1 L'entreposage sous eau des assemblages de combustible doit être conçu de telle sorte que sa capacité soit suffisante pour recevoir à tout instant la totalité du cœur chargé dans la cuve du réacteur. La capacité d'entreposage des assemblages de combustible dans l'installation doit notamment être déterminée en fonction :

- de la puissance du réacteur ;
- des gestions de combustible envisagées ;
- de la durée prévisionnelle de fonctionnement du réacteur et des filières (existantes ou prévues) d'entreposage ou de traitement des combustibles usés.

7.3.3.2 L'entreposage des assemblages de combustible doit être conçu de manière à garantir l'absence de toute situation de criticité, avec des marges spécifiées, dans les conditions normales d'entreposage, ainsi que lors d'incidents et d'accidents.

7.3.3.3 Au titre de l'article 3.2.6, l'entreposage des assemblages de combustible doit être conçu de manière à garantir l'absence de découverture d'assemblages de combustible irradiés entreposés sous eau ou en cours de manutention.

7.3.3.4 L'entreposage des assemblages de combustible doit être conçu de manière à garantir un niveau d'irradiation dans le bâtiment compatible avec les activités des travailleurs et intervenants extérieurs prévues dans les conditions normales d'entreposage, ainsi que lors d'incidents et d'accidents.



7.3.3.5 La piscine d'entreposage des assemblages de combustible doit être pourvue d'un système de refroidissement principal qui assure en fonctionnement normal l'évacuation de la puissance résiduelle et le maintien des conditions de fonctionnement des systèmes de traitement et de purification de l'eau de la piscine ainsi que des systèmes participant au confinement du bâtiment abritant la piscine.

7.3.3.6 Dans les conditions de fonctionnement de référence, ou lors d'une agression de référence ou lors de conditions DEC-A impliquant la seule perte du système de refroidissement principal de la piscine (utilisé en conditions DBC), la conception de l'installation doit permettre de maintenir l'eau de la piscine à une température inférieure à la température d'ébullition avec une marge suffisante compte tenu de la fréquence estimée de l'événement considéré.

7.3.3.7 Dans le cas de la perte totale des systèmes de refroidissement de l'eau de la piscine, un (ou des) système(s) doit (doivent) permettre :

- d'éviter le découvrément des assemblages de combustible en compensant suffisamment la perte d'eau par ébullition ;
- d'établir un niveau d'eau dans la piscine suffisant pour la remise en service d'un système de refroidissement.

7.3.3.8 La mise en œuvre et le fonctionnement d'un système de refroidissement de la piscine d'entreposage des assemblages de combustible doivent être possibles après une perte de refroidissement prolongée ayant conduit à l'ébullition et permettent d'atteindre et de maintenir un état sûr.

7.3.3.9 Une surveillance permanente du niveau et de la température de l'eau présente dans la piscine d'entreposage des combustibles doit être prévue. La piscine d'entreposage des assemblages de combustible doit disposer de moyens de contrôle de la composition chimique et de la radioactivité de l'eau de refroidissement. La piscine d'entreposage des assemblages de combustible doit disposer de moyens de détection et de collecte d'éventuelles fuites.

7.3.3.10 Aucune fuite ou brèche survenant sur un circuit connecté à la piscine d'entreposage des assemblages de combustible ne doit conduire, par conception, à un découvrément des assemblages de combustible entreposés ou en cours de manutention.

En tout état de cause, la partie basse du (ou des) compartiment(s) abritant les râteliers d'entreposage des assemblages de combustible ne doit comporter aucune ligne connectée, ne doit pas pouvoir être vidée par siphonage et ne doit pas pouvoir être dénoyée par une perte d'eau affectant un compartiment adjacent.

7.3.3.11 Le dimensionnement des éléments structurels des compartiments d'entreposage doit présenter des marges importantes sur les chargements susceptibles d'être rencontrés (séisme de référence, chute de charge, contraintes thermiques dues à une ébullition...).

Les éléments structurels doivent avoir une résistance suffisante pour que le compartiment d'entreposage assure ses fonctions de sûreté en cas de séisme du domaine de conception étendu.



VII.3.4 Opérations d'exploitation sur les assemblages de combustible

7.3.4.1 Des dispositions de conception doivent permettre d'exclure toute situation de criticité résultant de l'endommagement d'un ou plusieurs assemblages de combustible lors de leur transport, leur manutention, leur entreposage dans l'installation ou lors des opérations de réparation ou d'examen.

VII.4 Contrôle-commande

VII.4.1 Règles de conception du contrôle-commande

7.4.1.1 L'architecture du contrôle commande doit être conçue :

- de telle sorte que les fonctions de contrôle-commande répondent aux exigences liées à leur classement de sûreté ;
- en recherchant une indépendance suffisante entre les fonctions relevant de différents niveaux de la défense en profondeur ;
- en prenant en compte les défaillances plausibles. En particulier, les conséquences de mises en service intempestives d'équipements dues à la défaillance d'un composant dans les systèmes de contrôle-commande doivent être considérées pour identifier les éventuels points faibles dans la séparation des équipements redondants et dans les systèmes de contrôle-commande ainsi que pour améliorer la conception en tant que de besoin.

7.4.1.2 Une analyse fonctionnelle doit permettre de répartir au mieux les actionneurs au sein des divers équipements afin de prévenir la survenue d'une condition de fonctionnement de référence de catégorie 3 ou 4 ou d'une perte d'une fonction de sûreté à la suite d'une défaillance d'un unique composant matériel.

7.4.1.3 La conception du contrôle-commande, notamment des systèmes numériques, doit suivre des règles préétablies permettant d'éviter l'introduction de défauts dans un système. Ces règles doivent être appliquées durant tout le cycle de vie du système incluant la spécification du système, sa production, son exploitation et sa maintenance.

7.4.1.4 L'évitement des défauts doit être complété par une approche analytique visant l'élimination des défauts. Cette approche doit inclure des procédures telles que des inspections, des relectures, des audits, des revues, des preuves d'exactitude, des analyses statiques et différents essais de validation avec analyse de couverture de test.

La profondeur des analyses et des justifications est proportionnée au niveau d'exigences dont le système de contrôle commande est redevable.

7.4.1.5 Pour tenir compte des défauts qui subsisteraient en dépit de toutes les dispositions prises pour les éviter et les éliminer, des dispositions visant à atténuer les conséquences des défauts doivent être introduites dans la conception. Ainsi, au titre de la défense en profondeur, il est notamment nécessaire de :

- mettre en place une diversification fonctionnelle des fonctions d'arrêt automatique du réacteur afin de pallier une hypothétique erreur dans la spécification ou dans la réalisation de certaines



fonctions, au moyen d'autres fonctions visant les mêmes objectifs à partir de signaux physiques différents ;

- pallier, par un moyen diversifié, une hypothétique défaillance technologique de cause commune du système de protection dans certaines situations identifiées notamment par les études probabilistes de sûreté réalisées pour l'installation ;
- prendre en considération les possibilités de défaillance des systèmes assurant le contrôle-commande des fonctions nécessaires à l'atteinte de l'état sûr.

Un équilibre doit être obtenu entre l'efficacité apportée par la diversification et la complexité qu'elle introduit.

VII.4.2 Instrumentation

7.4.2.1 Une instrumentation doit être prévue pour mesurer les principales grandeurs caractérisant les réactions nucléaires, l'étanchéité des gaines du combustible, l'efficacité du refroidissement du combustible et l'état du confinement des bâtiments de l'îlot nucléaire, et pour obtenir les informations sur l'installation qui sont nécessaires pour l'exploiter de manière fiable et sûre en limitant les atteintes aux intérêts mentionnés à l'article L. 593-1 du code de l'environnement. L'instrumentation doit être adaptée (plage de mesure, localisation, qualification, incertitude...) aux situations dans lesquelles elle est requise.

7.4.2.2 L'instrumentation et les modalités d'enregistrement automatique des grandeurs pertinentes pour apprécier la sûreté nucléaire doivent être choisies et conçues afin de disposer des informations nécessaires et pour détecter un incident ou un accident, surveiller son évolution ainsi que l'état des barrières de confinement et des fonctions de sûreté.

7.4.2.3 L'instrumentation doit permettre de disposer des informations nécessaires pour :

- appliquer les procédures ou guides de conduite ;
- prendre les décisions concernant la gestion des événements du domaine de conception de référence et du domaine de conception étendu.

En particulier, une instrumentation doit permettre de se prononcer sur un éventuel percement de la cuve et sur la présence d'hydrogène dans l'enceinte de confinement.

VII.4.3 Régulations et limitations

7.4.3.1 Les fonctions de régulation doivent être conçues pour maintenir les différentes variables caractéristiques du fonctionnement de l'installation dans les limites spécifiées du fonctionnement normal.

7.4.3.2 En complément des fonctions de régulation, des fonctions de limitation peuvent être introduites pour, en cas de sortie du domaine de fonctionnement normal, participer au retour de l'installation dans ce domaine ; ces fonctions visent en particulier à éviter l'atteinte des seuils de protection déclenchant l'arrêt automatique du réacteur et la mise en service des systèmes assurant une fonction de sûreté pour les conditions de fonctionnement de référence.



VII.4.4 Système de protection du réacteur

7.4.4.1 Dans les conditions de fonctionnement de référence, le système de protection du réacteur doit permettre le déclenchement des actions automatiques de protection du réacteur, y compris les systèmes d'arrêt automatique du réacteur, de sorte que les critères techniques d'acceptation définis au chapitre III.3 du présent guide ne soient pas dépassés. Il participe à la réalisation des fonctions de sûreté dans les conditions DEC-A qui ne postulent pas son indisponibilité.

7.4.4.2 Le système de protection doit être conçu de manière à présenter une très haute fiabilité. Le système de protection de l'installation doit appartenir à la classe de sûreté nucléaire la plus élevée et, à ce titre, doit satisfaire à l'ensemble des recommandations figurant au chapitre IV.2.1 du présent guide. Une attention particulière doit être portée à la réduction des possibilités de défaillances de cause commune.

7.4.4.3 Le système de protection doit être indépendant, au sens énoncé au chapitre IV.1.2 du présent guide, des systèmes appartenant à une classe de sûreté inférieure. Si des signaux sont utilisés conjointement par le système de protection et par un autre système de contrôle-commande, une séparation appropriée des systèmes doit être assurée et le respect de l'ensemble des exigences du système de protection doit être vérifié à la conception.

7.4.4.4 L'un des événements suivants ou leur cumul ne doit pas entraîner la perte d'une fonction du système de protection :

- une défaillance unique interne au système de protection ou à un autre système lui transmettant des informations requises par les fonctions de protection ;
- une mise hors service volontaire d'un composant ou d'une voie quelconque du système de protection (par exemple pour des raisons d'essai périodique ou de maintenance).

7.4.4.5 Les ordres donnés aux actionneurs par le système de protection doivent être prioritaires sur les ordres envoyés par les autres systèmes de contrôle-commande.

Des dispositions de conception doivent empêcher autant que possible les actions inappropriées de l'opérateur susceptibles de rendre le système de protection indisponible en fonctionnement normal et lors d'incidents et d'accidents. En revanche, le système de protection ne doit pas empêcher l'accomplissement des actions manuelles requises.

7.4.4.6 La conception du système de protection doit permettre, sauf exception justifiée, que la fonctionnalité d'une chaîne de protection, depuis le capteur jusqu'au signal d'entrée dans l'actionneur final, puisse être testée.



VII.4.5 Salles de commande

7.4.5.1 La salle de commande principale doit permettre la conduite de l'installation en fonctionnement normal, et lors d'incidents et d'accidents, y compris les accidents avec fusion du cœur.

À ce titre, la salle de commande principale doit :

- permettre aux opérateurs de conduire le réacteur de manière sûre en fonctionnement normal. Des dispositifs doivent notamment être prévus pour fournir aux opérateurs des indications visuelles ou sonores et pour les alerter de toute anomalie de fonctionnement susceptible d'affecter la sûreté nucléaire ;
- être conçue de manière à fournir des informations appropriées et suffisantes aux opérateurs :
 - o pour réaliser un diagnostic de l'état de l'installation et de l'efficacité des systèmes participant aux fonctions de sûreté ;
 - o pour vérifier la disponibilité des moyens techniques et humains devant intervenir pour faire face à la situation retenue ;
 - o pour évaluer les effets de leurs actions.

Les délais retenus à la conception pour les actions des opérateurs en salle de commande doivent notamment tenir compte de la complexité et de la variabilité des situations rencontrées.

7.4.5.2 Dans le cas où des moyens de conduite informatisés sont retenus comme interface privilégiée avec les opérateurs, leur conception doit faire l'objet d'une attention particulière pour éviter les modes de défaillance spécifiques de ces matériels, doit tirer parti des avantages apportés par les moyens informatiques et doit renforcer la capacité de l'équipe de conduite à effectuer les actions de conduite.

7.4.5.3 Dans le cas où des moyens de conduite informatisés sont retenus comme interface privilégiée avec les opérateurs, des dispositions appropriées doivent être prises pour que l'équipe de conduite puisse conduire l'installation de façon sûre en cas de défaillance totale ou partielle de ces moyens de conduite. À cette fin, une interface de secours doit être prévue. Cette interface de secours doit répondre à un niveau d'exigences approprié pour gérer l'ensemble des incidents et accidents susceptibles de se produire à la suite d'un événement déclencheur.

L'indisponibilité éventuelle des moyens de conduite informatisés doit être détectée par un moyen faisant l'objet d'exigences adéquates.

7.4.5.4 Des informations et des moyens de conduite et de commande appropriés, disposés dans une salle de commande de secours séparée physiquement de la salle de commande principale, doivent permettre, en cas d'indisponibilité de la salle de commande principale, d'amener et de maintenir l'installation dans un état sûr. Ils doivent être conçus de manière suffisamment proche de ceux présents dans la salle de commande principale pour que les opérateurs puissent effectuer de façon sûre leurs actions.

Des dispositions de séparation électrique doivent empêcher que les événements provoquant l'indisponibilité de la salle de commande principale ne rendent indisponibles les fonctions assurées depuis la salle de commande de secours.

7.4.5.5 Les effets des événements du domaine de conception de référence et du domaine de conception étendu doivent être pris en compte dans la définition des dispositions à mettre en œuvre pour assurer l'habitabilité et l'accessibilité de la salle de commande principale ou, à défaut, de la salle de commande de secours.



7.4.5.6 Des dispositions doivent être prises à la conception pour la protection des occupants de la salle de commande principale et de la salle de commande de secours contre les rayonnements ionisants dus aux conditions accidentelles et les substances radioactives ou dangereuses relâchées.

VII.5 Gestion de crise

7.5.1 Les locaux de gestion des situations d'urgence mentionnés au II de l'article 7.3 de l'arrêté du 7 février 2012 doivent être conçus pour résister aux agressions retenues dans le domaine de conception étendu. L'habitabilité et l'accessibilité des locaux de gestion des situations d'urgence doivent être assurées, notamment en cas d'accident avec fusion du cœur du réacteur et d'éventuels rejets radioactifs associés, y compris pour les situations affectant plusieurs installations du site de façon concomitante.

Ces locaux doivent permettre :

- l'accueil des équipes de crise ;
- la protection et le secours aux personnes impliquées dans la gestion des situations d'urgence ;
- le stockage de tout ou partie des matériels mobiles d'intervention ;
- le recueil et l'exploitation des données liées à l'installation, à la météorologie et à l'environnement nécessaires à la gestion de la crise ;
- l'alerte et la communication des données locales nécessaires aux autorités et services extérieurs.

Article 7.3 de l'arrêté du 7 février 2012

II. – L'exploitant dispose de locaux de gestion des situations d'urgence sur site ou à proximité permettant la gestion de la situation et la protection du personnel impliqué dans la situation d'urgence. Ces locaux sont distincts des locaux habituels de commande de l'installation et conçus de manière à être disponibles et accessibles, y compris dans les situations d'urgence.

7.5.2 En particulier, les informations issues de l'installation nécessaires en situations d'urgence³⁰ :

- à la réalisation du diagnostic de l'état de l'installation et à la surveillance des dispositions matérielles nécessaires à sa conduite ;
- au déclenchement par les pouvoirs publics des actions de protection des populations ;

doivent être disponibles dans les locaux de gestion de ces situations d'urgence.

7.5.3 Si la gestion des situations d'urgence nécessite l'utilisation de moyens matériels mobiles, y compris extérieurs au site, des points de connexion (accès) doivent être installés pour permettre l'utilisation de ces moyens et être accessibles dans toutes les conditions susceptibles d'être rencontrées lors de ces situations.

³⁰ Telles que définies au I de l'article 1.3 de l'arrêté du 7 février 2012 (cf. définition en annexe 1).



VII.6 Gestion des effluents et des déchets radioactifs

7.6.1 La quantité et la nocivité des déchets radioactifs qui sont produits par le fonctionnement puis par le démantèlement de l'installation doivent être limitées autant que raisonnablement possible. À cet égard, les dispositions suivantes doivent être mises en place :

- l'élaboration du plan de zonage déchets défini par l'article 6.3 de l'arrêté du 7 février 2012 et précisé par la décision n° 2015-DC-0508 de l'ASN du 21 avril 2015 relative à l'étude de la gestion des déchets et au bilan des déchets produits dans les INB, notamment l'étude des mécanismes de dissémination de substances radioactives ou d'activation des structures doit être menée dès la conception de l'installation en vue de limiter l'étendue et la complexité de la délimitation des zones à production possible de déchets nucléaires et de faciliter le contrôle des flux de déchets et d'équipements contaminés ;
- les matériaux utilisés dans l'installation doivent être choisis en veillant à ce que leurs propriétés, notamment chimiques, soient adaptées aux phénomènes auxquels ils sont susceptibles d'être soumis. Les matériaux doivent par ailleurs être choisis en tenant compte des filières de gestion de déchets radioactifs afin que le volume et la nocivité des déchets produits soient limités autant que possible, le cas échéant après traitement.

À cet égard, la sélection des matériaux vise en particulier à :

- o limiter l'activation, y compris des éventuelles impuretés présentes dans le matériau, tout particulièrement lorsque les produits d'activations sont à vie longue ;
- o limiter la présence de toxiques chimiques, d'isolants fibreux, d'espèces complexantes ou d'éléments pyrophoriques dans les déchets ;
- o minimiser la dissémination de produits de corrosion activés ;
- o faciliter la décontamination des surfaces ;
- o permettre, le cas échéant et dans le cadre d'un zonage au plus près, que certains équipements (DEEE, batteries, ...) utilisés en zone à production possible de déchets nucléaires puissent faire l'objet d'une protection adaptée en vue de prévenir leur contamination ;
- les équipements utilisés dans l'installation doivent être sélectionnés de manière à limiter la quantité de déchets radioactifs produits lors des opérations de maintenance.

7.6.2 La réduction de la quantité et de la nocivité des effluents radioactifs produits doit être mise en œuvre dans le cadre d'une démarche d'optimisation, incluant une évaluation détaillée du retour d'expérience existant. Cette optimisation doit tenir compte des considérations de radioprotection.

Dans ce cadre doivent notamment être traitées :

- la caractérisation des substances en présence dans l'installation (nature (chimique, radiochimique, biologique), quantité) ;
- la localisation et les cheminements des effluents radioactifs dans l'installation ;
- la limitation à la source des effluents produits ;
- la collecte et l'orientation des différentes catégories de déchets et d'effluents, en attachant une attention particulière aux performances des moyens de détection, de contrôle et de mesure des substances mises en œuvre au sein de l'installation ;
- la prise en compte de la capacité de dilution et de la sensibilité du milieu récepteur.



7.6.3 Des dispositions doivent être prises pour la collecte, le traitement et le rejet des effluents radioactifs induits par le fonctionnement normal de l'installation. La gestion des effluents radioactifs qui pourraient résulter d'incidents ou d'accidents, y compris avec fusion de combustible, devrait être envisagée dès la conception.

7.6.4 La conception des systèmes participant à la gestion des effluents radioactifs et des zones qu'ils traversent doit tenir compte des risques de perte d'intégrité des circuits associés.

7.6.5 Les systèmes de collecte, de traitement, d'entreposage et de contrôle des effluents et des déchets radioactifs ainsi que les structures qui les abritent doivent permettre de limiter les rejets de substances radioactives dans l'environnement en cas d'agression interne et d'agression externe. En particulier, leur conception doit permettre de respecter les articles 3.3.2.4.2 et 3.3.3.4.2.



VIII

DOCUMENTATION DE CONCEPTION

8.1 La documentation concernant la conception de l'installation et ses évolutions doit être tenue à jour pendant l'exploitation de l'installation jusqu'à son déclassé.

8.2 En particulier, elle doit être actualisée pour tenir compte des éventuels écarts rencontrés lors de la construction, des résultats des essais de démarrage de l'installation et des résultats du suivi en exploitation.





ANNEXE 1

Définitions

Définitions issues de la réglementation

Activité importante pour la protection	Activité importante pour la protection des intérêts mentionnés à l'article L. 593-1 du code de l'environnement (sécurité, santé et salubrité publiques, protection de la nature et de l'environnement), c'est-à-dire activité participant aux dispositions techniques ou d'organisation mentionnées au deuxième alinéa de l'article L. 593-7 du code de l'environnement ou susceptible de les affecter.
Agression interne, agression externe	Tout événement ou situation qui trouve son origine respectivement à l'intérieur ou à l'extérieur de l'installation nucléaire de base et qui peut entraîner de manière directe ou indirecte des dommages aux éléments importants pour la protection ou remettre en cause le respect des exigences définies.
Cœur	Partie d'un réacteur nucléaire à fission dans laquelle est placé le combustible nucléaire et qui est agencée de manière à permettre une réaction de fission en chaîne.
Conservatif (-ive)	Se dit d'un procédé de calcul ou d'une démarche fondés sur des hypothèses qui majorent les effets des phénomènes pouvant altérer les performances d'un matériau, d'un équipement ou d'une installation et affecter la sûreté nucléaire ou la radioprotection.
Criticité	État d'un milieu dans lequel s'entretient à niveau constant une réaction nucléaire en chaîne.
Défaillance interne	Dysfonctionnement, panne ou endommagement d'un élément de l'installation ou présent dans l'installation, y compris résultant d'actions humaines inappropriées.
Démonstration de sûreté nucléaire	Ensemble des éléments contenus ou utilisés dans le rapport préliminaire de sûreté et les rapports de sûreté mentionnés aux articles 8, 20, 37 et 43 du décret du 2 novembre 2007 susvisé et participant à la démonstration mentionnée au deuxième alinéa de l'article L. 593-7 du code de l'environnement, qui justifient que les risques d'accident, radiologiques ou non, et l'ampleur de leurs conséquences sont, compte tenu de l'état des



	connaissances, des pratiques et de la vulnérabilité de l'environnement de l'installation, aussi faibles que possible dans des conditions économiques acceptables.
Effet falaise	Altération brutale du comportement d'une installation, que suffit à provoquer une légère modification du scénario envisagé pour un accident dont les conséquences sont alors fortement aggravées.
Effluent	Tout fluide, liquide ou gazeux, issu de l'installation susceptible d'être rejeté dans le milieu récepteur directement ou indirectement.
Effluent radioactif	Effluent dont la nature, l'origine ou les caractéristiques radiologiques justifient la mise en œuvre de dispositions pour la protection des personnes et de l'environnement contre les risques ou nuisances liés aux rayonnements ionisants.
Élément important pour la protection (EIP)	Élément important pour la protection des intérêts mentionnés à l'article L. 593-1 du code de l'environnement (sécurité, santé et salubrité publiques, protection de la nature et de l'environnement), c'est-à-dire structure, équipement, système (programmé ou non), matériel, composant, ou logiciel présent dans une installation nucléaire de base ou placé sous la responsabilité de l'exploitant, assurant une fonction nécessaire à la démonstration mentionnée au deuxième alinéa de l'article L. 593-7 du code de l'environnement ou contrôlant que cette fonction est assurée.
Événement déclencheur	Défaillance interne, ou agression interne ou externe, susceptible d'être à l'origine, directement ou indirectement, d'une situation d'incident ou d'accident.
Exigence définie	Exigence assignée à un élément important pour la protection afin qu'il remplisse avec les caractéristiques attendues la fonction prévue dans la démonstration mentionnée au deuxième alinéa de l'article L. 593-7 du code de l'environnement, ou à une activité importante pour la protection afin qu'elle réponde à ses objectifs vis-à-vis de cette démonstration.
Exploitant	Personne physique ou morale exploitant une installation nucléaire de base, que sa situation soit régulière ou non, ou ayant déposé une demande d'autorisation de création prévue par l'article L. 593-7 du code de l'environnement en vue d'exploiter une telle installation.



Facteurs organisationnels et humains	Facteurs ayant une influence sur la performance humaine, tels que les compétences, l'environnement de travail, les caractéristiques des tâches, et l'organisation.
Fonctionnement normal	Fonctionnement de l'installation qui comprend l'ensemble des états et des opérations courants de l'installation, y compris les situations de maintenance ou d'arrêt programmées, que les matières radioactives soient présentes ou non ; relève également du fonctionnement normal toute situation définie comme telle dans la démonstration mentionnée au deuxième alinéa de l'article L. 593-7 du code de l'environnement.
Incident ou accident	Tout événement non prévu en fonctionnement normal ou en fonctionnement en mode dégradé et susceptible de dégrader la protection des intérêts mentionnés à l'article L. 593-1 du code de l'environnement ; les conséquences potentielles ou réelles d'un accident sont plus graves que celles d'un incident.
Radioprotection	La radioprotection est la protection contre les rayonnements ionisants, c'est-à-dire l'ensemble des règles, des procédures et des moyens de prévention et de surveillance visant à empêcher ou à réduire les effets nocifs des rayonnements ionisants produits sur les personnes, directement ou indirectement, y compris par les atteintes portées à l'environnement.
REP	Réacteur à eau sous pression : réacteur nucléaire modéré et refroidi par de l'eau ordinaire, maintenue liquide dans le cœur grâce à une pression appropriée dans les conditions normales de fonctionnement.
Réactivité	Dans un milieu multiplicateur de neutrons, écart relatif, par rapport à 1, du facteur de multiplication effectif.
Situation d'urgence	Situation d'urgence radiologique telle que définie à l'article R. 1333-76 du code de la santé publique, ou toute autre situation de nature à affecter gravement les intérêts mentionnés à l'article L. 593-1 du code de l'environnement et nécessitant des actions immédiates de la part de l'exploitant.
Sous-critique	Se dit d'un milieu dont le facteur de multiplication effectif est inférieur à 1.



Substance dangereuse	Substance, préparation ou mélange, qui répond aux critères relatifs aux dangers physiques, aux dangers pour la santé ou aux dangers pour l'environnement définis par l'arrêté du 20 avril 1994 modifié relatif à la classification, l'emballage et l'étiquetage des substances dangereuses.
Sûreté nucléaire	La sûreté nucléaire est l'ensemble des dispositions techniques et des mesures d'organisation relatives à la conception, à la construction, au fonctionnement, à l'arrêt et au démantèlement des installations nucléaires de base ainsi qu'au transport des substances radioactives, prises en vue de prévenir les accidents ou d'en limiter les effets.
Zone à production possible de déchets nucléaires	Zone dans laquelle les déchets produits sont contaminés ou activés ou susceptibles de l'être.



Expressions utilisées dans le présent guide

<p>Aggravant ³¹</p>	<p>Dans une étude de sûreté, la défaillance unique la plus défavorable d'un EIP sollicité pour ses effets bénéfiques lors de l'étude d'un incident, d'un accident ou d'une agression, indépendante de l'événement déclencheur pris en compte. Le caractère défavorable est déterminé au regard de l'objectif de l'étude.</p>
<p>Agression de référence</p>	<p>Agression interne ou externe prise en compte dans le domaine de conception de référence.</p>
<p>Condition de fonctionnement de référence</p>	<p>Les événements initiateurs uniques (EIU) sont regroupés de manière à définir un nombre limité d'événements de référence de telle sorte que les conséquences de chaque événement de référence enveloppent celles du groupe correspondant. Les transitoires incidentels ou accidentels qui en découlent, complétés des conditions de fonctionnement normal, constituent les conditions de fonctionnement de référence.</p>
<p>Critère de défaillance unique</p>	<p>Le critère de défaillance unique (CDU) est une exigence de conception déterministe applicable à certains systèmes IP ; il introduit un requis de redondance et d'indépendance entre les équipements IP du ou des systèmes IP qui réalisent une fonction de sûreté, dans l'objectif de fiabiliser la réalisation de cette fonction.</p> <p>Un système IP est conçu selon le critère de défaillance unique s'il est capable de remplir sa fonction de sûreté en dépit d'une défaillance unique affectant l'un de ses équipements, celle-ci étant indépendante de l'événement pour lequel le système IP intervient.</p>
<p>Défaillance unique</p>	<p>Défaillance d'un équipement suffisante pour empêcher cet équipement d'accomplir sa fonction de sûreté attendue lorsque requise. Les défaillances induites par la défaillance de l'équipement font partie de la défaillance unique.</p> <p>Deux types de défaillances sont distingués : les défaillances uniques actives et les défaillances uniques passives.</p>

³¹ Il arrive que l'expression « critère de défaillance unique appliquée à la démonstration de sûreté nucléaire » soit utilisée à la place du terme « aggravant ».



<p>Défaillance active</p> <p>unique</p>	<p>La défaillance unique active est caractérisée par :</p> <ul style="list-style-type: none"> - l'erreur de position d'un équipement mécanique ou électrique ; - la défaillance à la demande d'un équipement mécanique ou électrique, lorsqu'un mouvement mécanique est nécessaire pour accomplir la fonction attendue ; - la défaillance d'un composant matériel de contrôle-commande conduisant à la non réalisation de la fonction attendue. <p>Les fonctionnements intempestifs d'équipements dus à des défaillances du contrôle-commande sont traités au chapitre VII.4.</p>
<p>Défaillance passive</p> <p>unique</p>	<p>La défaillance unique passive est applicable à un équipement qui n'a pas besoin de changer de position pour réaliser sa fonction de sûreté attendue. Une défaillance passive peut être notamment :</p> <ul style="list-style-type: none"> - une fuite de l'enveloppe sous pression d'un équipement d'un système de fluide, avec une valeur de taux de fuite conventionnelle³² jusqu'à son isolement. Dans le cas d'une tuyauterie, une telle fuite, si elle n'est pas détectée et isolée, est supposée s'accroître jusqu'au débit correspondant à une rupture totale ; - une défaillance mécanique empêchant l'écoulement normal d'un fluide.
<p>État contrôlé</p>	<p>État maîtrisé d'une INB dans lequel la sous criticité, l'évacuation de la puissance résiduelle et le confinement des substances radioactives sont assurés à court terme.</p> <p>Par « maîtrisé », on entend l'absence de toute évolution rapide défavorable des principaux paramètres caractérisant l'accomplissement des fonctions précitées.</p>
<p>État sûr</p>	<p>État stabilisé d'une INB dans lequel la sous criticité, l'évacuation de la puissance résiduelle et le confinement des substances radioactives sont assurés durablement.</p> <p>Le caractère « durable » s'apprécie notamment au regard :</p> <ul style="list-style-type: none"> • de l'autonomie de l'installation et des possibilités d'appui externe ; • de la possibilité de réaliser des interventions si nécessaire ; • des valeurs et de la cinétique d'évolution des principaux paramètres caractérisant les fonctions précitées.
<p>Événement unique (EIU)</p> <p>initiateur</p>	<p>Événement interne découlant d'une unique défaillance interne.</p>

³² La RFS 1.3.a, « Utilisation du critère de défaillance unique dans les analyses de sûreté », fixe à 200 L/min cette fuite conventionnelle.



Fonction de sûreté	Fonction qui participe directement à l'accomplissement de l'une des fonctions fondamentales mentionnées au I de l'article 3.4 de l'arrêté du 7 février 2012.
Fonction support	Fonction nécessaire à la réalisation d'une fonction de sûreté. Par exemple, les fonctions d'alimentation en électricité ou en eau, de conditionnement thermique des locaux, sont des fonctions support.
Intégrité d'une barrière	Absence d'altération irréversible d'une barrière remettant en cause l'efficacité prévue dans la démonstration de sûreté nucléaire.
Méthode d'étude	Démarche définissant certaines hypothèses (conditions initiales, aux limites etc.), la prise en compte des incertitudes, les pénalités, les schémas de calcul et l'enchaînement des calculs nécessaires à l'étude à réaliser, en cohérence avec les règles de la démonstration de sûreté nucléaire.
Raisonnement possible	Le caractère raisonnablement possible (ou a contrario non raisonnablement possible) d'une disposition ou de l'atteinte d'un objectif s'apprécie sur la base d'un bilan global des gains de sûreté et de radioprotection en regard des inconvénients notamment en matière industrielle, économique et de complexification de la conception ou de l'exploitation future, au regard de l'état des techniques et du stade de développement du projet. Cette appréciation implique, en règle générale, d'examiner en temps utile différentes solutions.
Situation plausible	Une situation (événement déclencheur ou cumul d'événements déclencheurs) est considérée comme plausible si sa fréquence estimée est suffisamment grande ou sa possibilité d'occurrence suffisamment crédible pour ne pas être négligée dans la démonstration de sûreté nucléaire au regard des objectifs mentionnés au 2.1.2.3.



ANNEXE 2

Correspondance avec la terminologie utilisée dans les textes internationaux (AIEA, WENRA)

Terminologie internationale (AIEA, WENRA)	Terminologie employée dans le guide	Commentaire
<i>Design Basis Accident (DBA)</i>	Conditions de fonctionnement de référence de catégories 3 et 4	
<i>Operational states + DBA</i>	Conditions de fonctionnement de référence	
<i>Operational states + DBA + internal & external hazards</i>	Domaine de conception de référence	Le domaine de conception de référence couvre les agressions internes et externes de référence pour lesquelles il n'existe pas clairement de terminologie internationale identifiée. WENRA recommande néanmoins l'identification d'un « design basis event » pour les agressions naturelles.
<i>Design Extension Conditions (DEC)</i>	Domaine de conception étendu	Le domaine de conception étendu utilisé dans le présent guide est équivalent au DEC de WENRA. La terminologie DEC de l'AIEA ne retient pas les agressions qui sont qualifiées de « Beyond Design Basis External Event ». Les démarches de l'AIEA et du présent guide restent néanmoins cohérentes malgré cette différence de terminologie.
<i>Accident conditions</i>	Conditions de fonctionnement de référence de catégories 3 et 4 + DEC-A + DEC-B	
<i>Postulated initiating event (PIE)</i>	Événement déclencheur traité	Dans ce guide, les événements déclencheurs comprennent les agressions alors que les textes internationaux sont interprétables à cet égard.



ANNEXE 3

RFS et guides de l'ASN applicables à la date de parution du présent document

Le tableau qui suit présente les règles fondamentales de sûreté (RFS) et guides publiés par l'ASN qui sont applicables dans leur principe.

Compte tenu notamment de recommandations renforcées pour la nouvelle génération de réacteurs nucléaires à eau sous pression, le présent document présente sur certains points des approches différentes de celles figurant dans les RFS et guides mentionnés dans le tableau ci-dessous qui ont, pour la plupart, été élaborés à l'origine de la conception des REP et s'appliquent aux installations actuellement en exploitation. Ces RFS et guides peuvent ainsi nécessiter des adaptations dans leur déclinaison. En tout état de cause, les recommandations mentionnées dans le présent document priment pour les nouveaux réacteurs.

Référence de la RFS ou du Guide	Objet
RFS I.2.a du 5/08/1980	Prise en compte des risques liés aux chutes d'avions
RFS I.2.b du 5/08/1980	Prise en compte des risques d'émission de projectiles par suite de l'éclatement des groupes turbo-alternateur
RFS I.3.a du 5/08/1980	Utilisation du critère de défaillance unique dans les analyses de sûreté
RFS I.2.d du 7/05/1982	Prise en compte des risques liés à l'environnement industriel et aux voies de communication.
RFS V.1.b du 10/06/1982	Moyens de mesures météorologiques
RFS I.3.b du 08/06/1984	Instrumentation sismique
RFS IV.2.b du 31/07/1985	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
RFS I.3.c du 01/08/1985	Études géologiques et géotechniques du site ; détermination des caractéristiques des sols et études du comportement du terrain
RFS V.2.e du 25/10/1985	Règles générales applicables à la réalisation des assemblages de combustible
RFS II.4.1.a du 15/05/2000	Logiciels des systèmes électriques classés de sûreté
RFS 2001-01	Détermination du risque sismique pour la sûreté des installations
Guide ASN/guide/2/01	Prise en compte du risque sismique à la conception des ouvrages de génie civil d'INB
RFS 2002-01 du 26/12/2002	RFS relative au développement et à l'utilisation des EPS
Guide ASN n° 6	Arrêt définitif, démantèlement et déclassé des installations nucléaire de base



Guide ASN n° 13	Protection des installations nucléaires de base contre les inondations externes
Guide ASN n° 14	Assainissement des structures dans les installations nucléaires de base





ANNEXE 4

Liste des acronymes

AIEA	Agence internationale de l'énergie atomique
ASN	Autorité de sûreté nucléaire
CPP	Circuit primaire principal
CSP	Circuits secondaires principaux
Condition DBC	Condition de fonctionnement de référence
Condition DEC-A	Condition du domaine de conception étendu (pour lesquelles la fusion de combustible est prévenue)
Condition DEC-B	Condition du domaine de conception étendu (pour lesquelles la fusion de combustible est postulée)
DT	Directives techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de réacteurs nucléaires à eau sous pression
EIP	Élément important pour la protection
EIU	Événement initiateur unique
EPS	Étude probabiliste de sûreté
GP ESPN	Groupe permanent d'experts pour les équipements sous pression nucléaires
GPR	Groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires
INB	Installation nucléaire de base
IRSN	Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire
REP	Réacteur électronucléaire à eau sous pression
RFS	Règle fondamentale de sûreté
WENRA	Association des responsables d'autorités de sûreté nucléaire des pays d'Europe de l'Ouest



15-21 rue Louis-Lejeune
92120 Montrouge

Téléphone 01 46 16 40 16

Télécopie 01 46 16 41 47

