

La présente publication a été remplacée par la publication suivante : SSR-2/1 (Rev. 1).

COLLECTION NORMES DE SÛRETÉ DE L'AIEA

Sûreté des
centrales nucléaires:
conception

PRESCRIPTIONS

N° NS-R-1



IAEA

Agence internationale de l'énergie atomique

PUBLICATIONS DE L'AIEA CONCERNANT LA SÛRETÉ

NORMES DE SÛRETÉ

En vertu de l'article III de son Statut, l'AIEA a pour attributions d'établir ou d'adopter des normes de sûreté destinées à protéger la santé et à réduire au minimum les dangers auxquels sont exposés les personnes et les biens et de prendre des dispositions pour appliquer ces normes aux activités nucléaires pacifiques.

Les publications par lesquelles l'AIEA établit des normes paraissent dans la **collection Normes de sûreté de l'AIEA**. Cette collection couvre la sûreté nucléaire, la sûreté radiologique, la sûreté du transport et la sûreté des déchets, ainsi que la sûreté générale (c'est-à-dire l'ensemble de ces quatre domaines). Cette collection comporte les catégories suivantes: **fondements de sûreté, prescriptions de sûreté et guides de sûreté**.

Les normes de sûreté portent un code selon le domaine couvert: sûreté nucléaire (NS), sûreté radiologique (RS), sûreté du transport (TS), sûreté des déchets (WS) et sûreté générale (GS).

Des informations sur le programme de normes de sûreté de l'AIEA sont données sur le site suivant :

<http://www-ns.iaea.org/standards/>

Ce site donne accès aux textes en anglais des normes publiées et en projet. Les textes des normes publiées en arabe, chinois, espagnol, français et russe, le glossaire de la sûreté de l'AIEA et un état des normes en cours d'élaboration sont aussi consultables. Pour de plus amples informations, prière de contacter l'AIEA, B.P. 100, A-1400 Vienne (Autriche).

Tous les utilisateurs des normes de sûreté sont invités à faire connaître à l'AIEA leur expérience en la matière (par exemple en tant que base de la réglementation nationale, d'examen de la sûreté et de cours) afin que les normes continuent de répondre aux besoins des utilisateurs. Ces informations peuvent être communiquées par le biais du site Internet, par la poste (à l'adresse indiquée ci-dessus) ou par courriel (Official.Mail@iaea.org).

AUTRES PUBLICATIONS CONCERNANT LA SÛRETÉ

L'AIEA prend des dispositions pour l'application des normes et, en vertu de l'article III et du paragraphe C de l'article VIII de son Statut, elle favorise l'échange d'informations sur les activités nucléaires pacifiques et sert d'intermédiaire entre ses États Membres à cette fin.

Les rapports sur la sûreté et la protection dans le cadre des activités nucléaires sont publiés dans d'autres collections, en particulier la **collection Rapports de sûreté de l'AIEA**. Ces rapports donnent des exemples concrets et proposent des méthodes détaillées qui peuvent être utilisées à l'appui des normes de sûreté. D'autres publications de l'AIEA concernant la sûreté paraissent dans les collections **Provision for the Application of Safety Standards Series** et **Radiological Assessment Reports Series**, en anglais seulement, ainsi que dans la **collection INSAG** (Groupe international pour la sûreté nucléaire). L'AIEA édite aussi des rapports sur les accidents radiologiques et d'autres publications spéciales.

Des publications concernant la sûreté paraissent dans les collections **Documents techniques (TECDOC)** et **Cours de formation**, et en anglais uniquement dans les collections **IAEA Services Series**, **Practical Radiation Safety Manuals** et **Practical Radiation Technical Manuals**. Les publications concernant la sécurité paraissent dans la collection **IAEA Nuclear Security Series**.

La présente publication a été remplacée par la publication suivante : SSR-2/1 (Rev. 1).

SÛRETÉ DES
CENTRALES NUCLÉAIRES:
CONCEPTION

La présente publication a été remplacée par la publication suivante : SSR-2/1 (Rev. 1).

Les États ci-après sont Membres de l'Agence internationale de l'énergie atomique:

AFGHANISTAN	GRÈCE	PAKISTAN
AFRIQUE DU SUD	GUATEMALA	PANAMA
ALBANIE	HAÏTI	PARAGUAY
ALGÉRIE	HONDURAS	PAYS-BAS
ALLEMAGNE	HONGRIE	PÉROU
ANGOLA	ILES MARSHALL	PHILIPPINES
ARABIE SAOUDITE	INDE	POLOGNE
ARGENTINE	INDONÉSIE	PORTUGAL
ARMÉNIE	IRAN, RÉP. ISLAMIQUE D'	QATAR
AUSTRALIE	IRAQ	RÉPUBLIQUE ARABE
AUTRICHE	IRLANDE	SYRIENNE
AZERBAÏDJAN	ISLANDE	RÉPUBLIQUE
BANGLADESH	ISRAËL	CENTRAFRICAINE
BÉLARUS	ITALIE	RÉPUBLIQUE
BELGIQUE	JAMAHIRIYA ARABE	DÉMOCRATIQUE
BÉNIN	LIBYENNE	DU CONGO
BOLIVIE	JAMAÏQUE	RÉPUBLIQUE DE MOLDOVA
BOSNIE-HERZÉGOVINE	JAPON	RÉPUBLIQUE DOMINICAINE
BOTSWANA	JORDANIE	RÉPUBLIQUE TCHÈQUE
BRÉSIL	KAZAKHSTAN	RÉPUBLIQUE-UNIE DE
BULGARIE	KENYA	TANZANIE
BURKINA FASO	KIRGHIZISTAN	ROUMANIE
CAMEROUN	KOWEÏT	ROYAUME-UNI
CANADA	LETTONIE	DE GRANDE-BRETAGNE
CHILI	L'EX-RÉPUBLIQUE YOUNGO-	ET D'IRLANDE DU NORD
CHINE	SLAVE DE MACÉDOINE	
CHYPRE	LIBAN	SAINT-SIÈGE
COLOMBIE	LIBÉRIA	SÉNÉGAL
CORÉE, RÉPUBLIQUE DE	LIECHTENSTEIN	SERBIE ET MONTÉNÉGR
COSTA RICA	LITUANIE	SEYCHELLES
CÔTE D'IVOIRE	LUXEMBOURG	SIERRA LEONE
CROATIE	MADAGASCAR	SINGAPOUR
CUBA	MALAISIE	SLOVAQUIE
DANEMARK	MALI	SLOVÉNIE
ÉGYPTE	MALTE	SOUDAN
EL SALVADOR	MAROC	SRI LANKA
ÉMIRATS ARABES UNIS	MAURICE	SUÈDE
ÉQUATEUR	MAURITANIE	SUISSE
ÉRYTHRÉE	MEXIQUE	TADJIKISTAN
ESPAGNE	MONACO	THAÏLANDE
ESTONIE	MONGOLIE	TUNISIE
ÉTATS-UNIS	MYANMAR	TURQUIE
D'AMÉRIQUE	NAMIBIE	UKRAINE
ÉTHIOPIE	NICARAGUA	URUGUAY
FÉDÉRATION DE RUSSIE	NIGER	VENEZUELA
FINLANDE	NIGERIA	VIETNAM
FRANCE	NORVÈGE	YÉMEN
GABON	NOUVELLE-ZÉLANDE	ZAMBIE
GÉORGIE	OUGANDA	ZIMBABWE
GHANA	OUZBÉKISTAN	

Le Statut de l'Agence a été approuvé le 23 octobre 1956 par la Conférence sur le Statut de l'AIEA, tenue au Siège de l'Organisation des Nations Unies, à New York; il est entré en vigueur le 29 juillet 1957. L'Agence a son Siège à Vienne. Son principal objectif est «de hâter et d'accroître la contribution de l'énergie atomique à la paix, la santé et la prospérité dans le monde entier».

La présente publication a été remplacée par la publication suivante : SSR-2/1 (Rev. 1).

COLLECTION
NORMES DE SÛRETÉ DE L'AIEA No. NS-R-1

SÛRETÉ DES CENTRALES NUCLÉAIRES: CONCEPTION

Prescriptions de sûreté

AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE
VIENNE, 2005

La présente publication a été remplacée par la publication suivante : SSR-2/1 (Rev. 1).

CE VOLUME DE LA COLLECTION SÉCURITÉ
EST PUBLIÉ ÉGALEMENT
EN ANGLAIS, EN CHINOIS, EN ESPAGNOL ET EN RUSSE.

DROIT D'AUTEUR

Toutes les publications scientifiques et techniques de l'AIEA sont protégées par les dispositions de la Convention universelle sur le droit d'auteur adoptée en 1952 (Berne) et révisée en 1972 (Paris). Depuis, l'Organisation mondiale de la propriété intellectuelle (Genève) a étendu le droit d'auteur à la propriété intellectuelle électronique et virtuelle. L'utilisation en totalité ou en partie de publications imprimées ou électroniques de l'AIEA est soumise à autorisation et fait habituellement l'objet d'un accord de redevances. Les propositions de reproductions ou de traductions non commerciales sont les bienvenues et seront examinées au cas par cas. Les demandes doivent être adressées par courriel à la Section d'édition de l'AIEA (sales.publications@iaea.org) ou par la poste à l'adresse suivante :

Unité de la vente et de la promotion des publications, Section d'édition
Agence internationale de l'énergie atomique
Wagramer Strasse 5
B.P. 100
A-1400 Vienne
Autriche
Télécopie : +43 1 2600 29302
Téléphone : +43 1 2600 22417
<http://www.iaea.org/books>

© AIEA, 2005

Imprimé par l'AIEA en Autriche
Juin 2005
STI/PUB/1099

SÛRETÉ DES
CENTRALES NUCLÉAIRES:
CONCEPTION
AIEA, VIENNE, 2005
STI/PUB/1099
ISBN 92-0-206605-1
ISSN 1020-5829

AVANT-PROPOS

par Mohamed ElBaradei
Directeur général

Une des fonctions statutaires de l'AIEA est d'établir ou d'adopter des normes de sûreté destinées à protéger la santé, les personnes et les biens dans le cadre du développement et de l'utilisation de l'énergie nucléaire à des fins pacifiques et de prendre des dispositions pour appliquer ces normes à ses propres opérations, ainsi qu'à celles pour lesquelles elle fournit une assistance et, à la demande des parties, aux opérations effectuées en vertu d'un accord bilatéral ou multilatéral ou, à la demande d'un État, à telle ou telle des activités de cet État dans le domaine de l'énergie nucléaire.

Les organes consultatifs ci-après supervisent l'élaboration des normes de sûreté: Commission consultative pour les normes de sûreté (ACSS), Comité consultatif pour les normes de sûreté nucléaire (NUSSAC), Comité consultatif pour les normes de sûreté radiologique (RASSAC), Comité consultatif pour les normes de sûreté relatives au transport (TRANSSAC) et Comité consultatif pour les normes de sûreté relatives aux déchets (WASSAC). Les États Membres sont largement représentés au sein de ces comités.

Afin que les normes de sûreté puissent faire l'objet du consensus le plus large possible, elles sont aussi soumises à tous les États Membres pour observations avant d'être approuvées par le Conseil des gouverneurs de l'AIEA (fondements de sûreté et prescriptions de sûreté) ou par le Comité des publications au nom du Directeur général (guides de sûreté).

Les normes de sûreté de l'AIEA n'ont pas force obligatoire pour les États Membres, mais ceux-ci peuvent, à leur discrétion, les adopter pour application, dans le cadre de leur réglementation nationale, à leurs propres activités. L'AIEA est tenue de les appliquer à ses propres opérations et à celles pour lesquelles elle fournit une assistance. Tout État souhaitant conclure un accord avec l'AIEA en vue d'obtenir son assistance pour le choix du site, la conception, la construction, les essais de mise en service, l'exploitation ou le déclassement d'une installation nucléaire ou toute autre activité est tenu de se conformer aux parties des normes qui se rapportent aux activités couvertes par l'accord. Quoiqu'il en soit, il appartient toujours aux États de prendre les décisions finales et d'assumer les responsabilités juridiques dans le cadre d'une procédure d'autorisation.

Bien que les normes de sûreté établissent une base essentielle pour la sûreté, il est aussi parfois nécessaire d'incorporer des prescriptions plus détaillées conformément à l'usage national. De surcroît, il y aura souvent des aspects particuliers qui devront être soumis, cas par cas, à l'appréciation de spécialistes.

La protection physique des produits fissiles et des matières radioactives, comme celle de la centrale nucléaire dans son ensemble, est mentionnée là où il convient, mais n'est pas traitée en détail; pour connaître les obligations des États à cet égard, il convient de se reporter aux instruments et aux publications pertinents élaborés sous les auspices de l'AIEA. Les aspects non radiologiques de la sécurité du travail et de la protection de l'environnement ne sont pas non plus explicitement examinés; il est admis que les États devraient se conformer aux obligations et aux engagements internationaux qu'ils ont contractés dans ce domaine.

Les prescriptions et recommandations présentées dans les normes de sûreté de l'AIEA peuvent n'être pas pleinement satisfaites par certaines installations anciennes. Il appartient à chaque État de statuer sur la manière dont les normes seront appliquées à ces installations.

Il convient d'attirer l'attention des États sur le fait que les normes de sûreté de l'AIEA, bien que n'étant pas juridiquement contraignantes, visent à faire en sorte que l'énergie nucléaire et les matières radioactives utilisées à des fins pacifiques le soient d'une manière qui permette aux États de s'acquitter des obligations qui leur incombent en vertu des principes du droit international et de règles recueillant l'assentiment général, tels que ceux qui concernent la protection de l'environnement. En vertu de l'un de ces principes, le territoire d'un État ne doit pas servir à des activités qui portent préjudice à un autre État. Les États sont donc tenus de faire preuve de prudence et d'observer des normes de conduite.

Comme toute autre activité, les activités nucléaires civiles menées sous la juridiction des États sont soumises aux obligations que les États contractent au titre de conventions internationales, en sus des principes du droit international généralement acceptés. Les États sont censés adopter au niveau national les lois (et la réglementation), ainsi que les normes et mesures dont ils peuvent avoir besoin pour s'acquitter efficacement de toutes leurs obligations internationales.

NOTE DE L'ÉDITEUR

Lorsqu'une norme comporte un appendice, ce dernier est réputé faire partie intégrante de cette norme et avoir le même statut que celle-ci. En revanche, les annexes, notes infrapaginales et bibliographies ont pour objet de donner des précisions ou des exemples concrets qui peuvent être utiles au lecteur.

Le présent a été employé pour énoncer des prescriptions, des responsabilités et des obligations. Le conditionnel sert à énoncer des recommandations concernant une option souhaitable.

La version anglaise du texte est celle qui fait autorité. La présente traduction a été établie sous les auspices de l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN) (France).

TABLE DES MATIÈRES

1.	INTRODUCTION	1
	Généralités (1.1).....	1
	Objectif (1.2–1.4)	1
	Champ d’application (1.5–1.7)	2
	Structure (1.8).....	3
2.	OBJECTIFS ET CONCEPTS DE SÛRETÉ	4
	Objectifs de sûreté (2.1–2.8)	4
	Le concept de défense en profondeur (2.9–2.11)	6
3.	PRESCRIPTIONS RELATIVES À LA GESTION DE LA SÛRETÉ	8
	Responsabilités en matière de gestion (3.1)	8
	Gestion de la conception (3.2–3.5)	9
	Pratiques techniques éprouvées (3.6–3.8)	9
	Expérience d’exploitation et recherche sur la sûreté (3.9)	10
	Évaluation de la sûreté (3.10–3.12)	10
	Vérification indépendante de l’évaluation de la sûreté (3.13)	11
	Assurance de la qualité (3.14–3.16)	11
4.	PRESCRIPTIONS TECHNIQUES PRINCIPALES.....	12
	Prescriptions relatives à la défense en profondeur (4.1–4.4)	12
	Fonctions de sûreté (4.5–4.7)	13
	Prévention des accidents et caractéristiques de sûreté de la centrale (4.8).....	14
	Radioprotection et critères d’acceptation (4.9–4.13).....	14
5.	PRESCRIPTIONS RELATIVES À LA CONCEPTION DES CENTRALES	15
	Classification aux fins de la sûreté (5.1–5.3).....	15
	Base générale de conception (5.4–5.31)	16
	Conception en vue de la fiabilité des structures, systèmes et composants (5.32–5.42)	23

Dispositions concernant les essais, la maintenance, la réparation, l'inspection et la surveillance en service (5.43–5.44)	26
Qualification des équipements (5.45–5.46)	26
Vieillessement (5.47)	27
Facteurs humains (5.48–5.56)	27
Autres considérations relatives à la conception (5.57–5.68)	29
Analyse de sûreté (5.69–5.73)	32
6. PRESCRIPTIONS RELATIVES À LA CONCEPTION DES SYSTÈMES DE LA CENTRALE	34
Cœur du réacteur et dispositifs associés (6.1–6.20)	34
Système de refroidissement du réacteur (6.21–6.42)	37
Confinement (6.43–6.67)	42
Contrôle-commande (6.68–6.86)	46
Local technique de crise (6.87)	51
Alimentation électrique de secours (6.88–6.89)	51
Systèmes de traitement et de maîtrise des déchets (6.90–6.95)	52
Systèmes de manutention et d'entreposage du combustible (6.96–6.98)	53
Radioprotection (6.99–6.106)	55
APPENDICE I : ÉVÉNEMENTS INITIATEURS POSTULÉS	58
APPENDICE II : REDONDANCE, DIVERSITÉ ET INDÉPENDANCE	63
RÉFÉRENCES	67
ANNEXE : FONCTIONS DE SÛRETÉ POUR LES RÉACTEURS À EAU BOUILLANTE, LES RÉACTEURS À EAU SOUS PRESSION ET LES RÉACTEURS À TUBES DE FORCE	68
GLOSSAIRE	71
LISTE DES PERSONNES AYANT COLLABORÉ À LA RÉDACTION ET À LA RÉVISION DU TEXTE	75
ORGANES CONSULTATIFS POUR L'APPROBATION DES NORMES DE SÛRETÉ	77

1. INTRODUCTION

GÉNÉRALITÉS

1.1. La présente publication remplace le Code pour la sûreté des centrales nucléaires: Conception (Collection Sécurité No 50-C-D (Rev.1), publié en 1989). Elle tient compte des développements intervenus dans le domaine de la sûreté des centrales nucléaires depuis la dernière révision du Code susmentionné. Parmi ces développements figurent la publication du document de la catégorie «Fondements de sûreté» intitulé «La sûreté des installations nucléaires» [1] et la révision actuelle de diverses normes de sûreté et d'autres publications relatives à la sûreté. Les prescriptions concernant la sûreté nucléaire ont pour objet d'assurer une protection adéquate du personnel affecté au site, du public et de l'environnement contre les effets des rayonnements ionisants provenant des centrales nucléaires. On a conscience que la technologie et la connaissance scientifique ne cessent de progresser, en sorte que la sûreté nucléaire et ce qui est considéré comme une protection adéquate ne sont pas des concepts statiques. Les prescriptions de sûreté suivent ces évolutions, et la présente publication est le reflet du consensus actuel.

OBJECTIF

1.2. La présente publication de la catégorie «Prescriptions de sûreté» tient compte de l'évolution des prescriptions de sûreté, par exemple en prévoyant la prise en compte des accidents graves dans le processus de conception. Parmi les autres sujets qui ont été traités de manière plus détaillée figurent la gestion de la sûreté, la gestion de la conception, les effets du vieillissement et de l'usure des centrales, les systèmes de sûreté informatisés, les dangers externes et internes, les facteurs humains, le retour d'expérience d'exploitation, ainsi que l'évaluation et la vérification de la sûreté.

1.3. La présente publication énonce des prescriptions de sûreté définissant les éléments requis pour assurer la sûreté nucléaire. Les prescriptions en question sont applicables aux fonctions de sûreté et aux structures, systèmes et composants associés, ainsi qu'aux procédures importantes pour la sûreté dans les centrales nucléaires. Cette publication devrait être utilisée principalement pour les centrales nucléaires terrestres fixes équipées de réacteurs refroidis par eau qui sont destinés à la production d'électricité ou à d'autres applications de la production de chaleur (comme le chauffage urbain ou le dessalement). Il est

admis que dans le cas d'autres filières de réacteurs, y compris les innovations que comporteront les systèmes futurs, certaines des prescriptions ne seront peut-être pas applicables ou pourront exiger que l'on fasse preuve d'un certain jugement dans leur interprétation. Divers guides de sûreté donneront des indications pour l'interprétation et l'application de ces prescriptions.

1.4. La présente publication est destinée à être utilisée par les organismes qui conçoivent, fabriquent, construisent et exploitent des centrales nucléaires et par les organismes de réglementation.

CHAMP D'APPLICATION

1.5. La présente publication énonce les prescriptions auxquelles doit satisfaire la conception des structures, systèmes et composants pour assurer la sûreté d'exploitation d'une centrale nucléaire et pour prévenir ou atténuer les conséquences d'événements susceptibles d'en compromettre la sûreté. Elle énonce également des prescriptions relatives à l'évaluation approfondie de la sûreté qui est effectuée en vue de déterminer les dangers potentiels auxquels peut exposer l'exploitation de la centrale dans divers états (conditions de fonctionnement et conditions accidentelles). Le processus d'évaluation de la sûreté fait appel aux techniques complémentaires de l'analyse déterministe de la sûreté et de l'analyse probabiliste de la sûreté. Aux fins de ces analyses, il faut prendre en compte les événements initiateurs postulés (EIP), lesquels comportent de nombreux facteurs qui, seuls ou en association, sont susceptibles d'affecter la sûreté et qui peuvent :

- avoir leur origine dans l'exploitation de la centrale nucléaire elle-même;
- résulter d'une action humaine;
- être directement liés à la centrale nucléaire et à son environnement.

1.6. La présente publication traite également des événements très improbables, tels que les accidents graves, qui sont susceptibles d'entraîner des rejets radioactifs majeurs et pour lesquels il peut être opportun et possible de prévoir des dispositifs de prévention ou d'atténuation à la conception.

1.7. La présente publication ne traite pas:

- des agressions externes naturelles ou d'origine humaine qui sont extrêmement improbables (tels que l'impact d'un météorite ou d'un satellite artificiel);

- des accidents industriels classiques qui ne sauraient en aucun cas affecter la sûreté de la centrale nucléaire; ni
- des effets non radiologiques qui résultent de l'exploitation des centrales nucléaires et qui peuvent faire l'objet de prescriptions réglementaires nationales distinctes.

STRUCTURE

1.8. La structure de la présente publication de la catégorie «Prescriptions de sûreté» se fonde sur les liens entre, d'une part, les principes et objectifs de sûreté et, d'autre part, les prescriptions et critères en la matière. La section 2 précise les principes, objectifs et concepts de sûreté qui sont à la base des prescriptions de sûreté à respecter dans la conception de la centrale. Les objectifs de sûreté (en italique dans la section 2) sont tirés de la publication de la catégorie «Fondements de sûreté» intitulée «La sûreté des installations nucléaires» [1]. La section 3 traite des principales prescriptions à appliquer par l'organisme chargé de la conception dans la gestion du processus de conception ainsi que des prescriptions relatives à l'évaluation de la sûreté, à l'assurance de la qualité ainsi qu'à l'emploi de pratiques techniques éprouvées et à la mise à profit de l'expérience d'exploitation. La section 4 contient les prescriptions principales et des prescriptions techniques plus générales relatives à la défense en profondeur et à la radioprotection. La section 5 contient les prescriptions générales à respecter pour la conception de la centrale en plus des prescriptions principales de façon que les objectifs de sûreté soient atteints. La section 6 contient les prescriptions applicables à la conception de systèmes particuliers de la centrale, tels que le cœur du réacteur, le système de refroidissement et le confinement. L'appendice I donne des précisions sur la définition et sur l'application du concept d'événement initiateur postulé. L'appendice II traite de l'application de la redondance, de la diversité et de l'indépendance en tant que mesures de nature à accroître la fiabilité et à protéger contre les défaillances de cause commune. L'annexe donne des précisions sur les fonctions de sûreté dans le cas des réacteurs.

2. OBJECTIFS ET CONCEPTS DE SÛRETÉ

OBJECTIFS DE SÛRETÉ

2.1. La publication de la catégorie «Fondements de sûreté» intitulée «La sûreté des installations nucléaires» [1] énonce trois objectifs fondamentaux de sûreté dont découlent les prescriptions visant à réduire au minimum les risques liés aux centrales nucléaires. Les paragraphes 2.2–2.6 ci-après sont extraits de cette publication (paragraphes 203–207).

2.2. **«Objectif général de sûreté nucléaire:** *Protéger les individus, la société et l'environnement en établissant et en maintenant dans les installations nucléaires des défenses efficaces contre les risques radiologiques.*

2.3. «Cet objectif général de sûreté nucléaire est complété par deux objectifs particuliers ayant trait à la radioprotection et aux aspects techniques. Ils sont interdépendants; les aspects techniques, pris conjointement avec les mesures administratives et procédurales, garantissent la défense contre les risques dus aux rayonnements ionisants.

2.4. **«Objectif de radioprotection:** *Faire en sorte, dans toutes les conditions de fonctionnement, que la radioexposition à l'intérieur de l'installation et celle due à tout rejet programmé de matières radioactives à l'extérieur de l'installation soient maintenues au-dessous des limites prescrites et à un niveau aussi bas que raisonnablement possible, et faire en sorte que soient atténuées les conséquences radiologiques des accidents.*

2.5. **«Objectif de sûreté technique:** *Prendre toutes les mesures raisonnablement possibles pour prévenir les accidents dans les installations nucléaires et pour en atténuer les conséquences s'il devait s'en produire; garantir, avec un haut niveau de confiance, que pour tous les accidents possibles pris en compte dans la conception de l'installation, même ceux de très faible probabilité, les conséquences radiologiques, s'il y en a, soient de faible importance et inférieures aux limites prescrites; et faire en sorte que la probabilité d'accidents avec conséquences radiologiques importantes soit extrêmement faible.*

2.6. «Les objectifs de sûreté exigent que les installations nucléaires soient conçues et exploitées de façon à maintenir toutes les sources de radioexposition sous un contrôle administratif et technique strict. Toutefois, l'objectif de radioprotection n'exclut pas une radioexposition limitée de

personnes ni le rejet depuis les installations de quantités légalement autorisées de matières radioactives dans l'environnement dans les conditions de fonctionnement. Cependant, de telles radioexpositions et de tels rejets doivent être sous contrôle strict et conformes aux limites d'exploitation et aux normes de radioprotection.»

2.7. Pour atteindre ces trois objectifs de sûreté dans la conception d'une centrale nucléaire, une analyse de sûreté approfondie est effectuée en vue de déterminer toutes les sources d'exposition et d'évaluer les doses de rayonnements qui pourraient être reçues par les travailleurs dans l'installation et par le public, ainsi que les effets potentiels sur l'environnement (voir le paragraphe 4.9). Dans l'analyse de sûreté sont examinés: 1) toutes les conditions d'exploitation normale de la centrale; 2) le comportement de la centrale lors d'incidents de fonctionnement prévus; 3) les accidents de dimensionnement; et 4) les séquences d'événements qui peuvent aboutir à un accident grave. Sur la base de cette analyse, il est possible de déterminer la robustesse de la conception technique pour ce qui est de la résistance aux événements initiateurs postulés et aux accidents, de démontrer l'efficacité des systèmes de sûreté et des constituants ou systèmes liés à la sûreté et d'établir des prescriptions pour les interventions d'urgence.

2.8. Bien que des dispositions soient prises en vue de maintenir l'exposition aux rayonnements à des niveaux aussi bas que raisonnablement possible (principe ALARA) dans toutes les conditions de fonctionnement et de réduire le plus possible la probabilité d'accident susceptible de faire perdre la maîtrise normale de la source de rayonnements, il existe une probabilité résiduelle d'accident. Il faut donc prendre des mesures pour assurer une atténuation des conséquences radiologiques. Ces mesures comprennent les dispositifs de sauvegarde, les procédures de gestion des accidents sur le site établies par l'organisme de réglementation et, le cas échéant, les mesures d'intervention hors du site instituées par les autorités compétentes en vue d'atténuer l'exposition aux rayonnements en cas d'accident. Pour la conception d'une centrale nucléaire aux fins de la sûreté, on applique le principe selon lequel les états de la centrale susceptibles d'entraîner des doses de rayonnements ou des rejets radioactifs élevés ont très peu de chances d'apparaître (probabilité très faible) et ceux qui ont de grandes chances d'apparaître (forte probabilité) n'ont que des conséquences radiologiques mineures ou n'en ont pas du tout. Un objectif essentiel consiste à faire en sorte que des mesures d'intervention extérieures ne soient guère, voire pas du tout, nécessaires du point de vue technique, même si de telles mesures peuvent néanmoins être exigées par les autorités nationales.

LE CONCEPT DE DÉFENSE EN PROFONDEUR

2.9. En vertu du concept de défense en profondeur, tel qu'il est appliqué à toutes les activités de sûreté, qu'elles aient trait à l'organisation, au comportement du personnel ou à la conception, ces activités sont soumises à des dispositions qui se recouvrent partiellement, de telle sorte que si une défaillance venait à se produire, elle serait détectée et compensée ou corrigée par des mesures appropriées. Ce concept a été précisé depuis 1988 [2, 3]. Son application pendant toute la conception et l'exploitation assure une protection graduée contre les transitoires, les incidents de fonctionnement prévus et les accidents les plus divers, y compris ceux qui résultent d'une défaillance du matériel ou d'une action humaine à l'intérieur de la centrale, ainsi que les événements ayant leur origine hors de la centrale.

2.10. L'application du concept de défense en profondeur à la conception d'une centrale assure une série de niveaux de défense (caractéristiques intrinsèques, équipements et procédures) destinés à prévenir les accidents et à assurer une protection appropriée en cas d'échec de la prévention.

(1) Le premier niveau de défense a pour objet d'empêcher tout écart par rapport à l'exploitation normale et de prévenir les défaillances des systèmes. Il s'ensuit que la centrale doit être conçue, construite, entretenue et exploitée de manière correcte et prudente et conformément à des niveaux de qualité adéquats et à des pratiques techniques appropriées, telles que l'application des principes de redondance, d'indépendance et de diversité. Pour atteindre cet objectif, il convient d'accorder l'attention voulue au choix des codes de calcul et des matériaux appropriés ainsi qu'au contrôle de la fabrication des composants et de la construction de la centrale. Les options de conception qui peuvent aider à réduire les dangers internes potentiels (par exemple en maîtrisant la réaction à un EIP), atténuer les conséquences d'un EIP donné ou réduire le terme source correspondant aux rejets probables à la suite d'une séquence accidentelle contribuent à ce niveau de défense. Il faut aussi prêter attention aux procédures suivies pour la conception, pour la fabrication, pour la construction et pour l'inspection en service, la maintenance et les essais de la centrale, à la facilité d'accès pour ces activités, à la façon dont la centrale est exploitée et à la manière dont l'expérience d'exploitation est mise à profit. Tout ce processus est étayé par une analyse détaillée qui détermine les exigences à respecter pour l'exploitation et la maintenance de la centrale.

- (2) Le deuxième niveau de défense a pour objet de déceler et de prévenir les écarts par rapport aux conditions normales de fonctionnement, afin d'empêcher des incidents de fonctionnement prévus de dégénérer en conditions accidentelles. Il est ainsi admis que quelques EIP surviendront probablement pendant la vie utile d'une centrale nucléaire malgré les précautions prises pour les éviter. Ce niveau exige la mise en place des systèmes spécifiques déterminés dans l'analyse de sûreté et la définition de procédures de conduite propres à éviter ou à réduire le plus possible les dommages dus à de tels EIP.
- (3) Dans le cas du troisième niveau de défense, on se place dans l'hypothèse — très improbable — où le niveau précédent n'empêcherait pas certains incidents d'exploitation prévus ou certains EIP de dégénérer en un événement plus grave. Ces événements improbables sont pris en compte dans la base de conception de la centrale, et l'on prévoit des caractéristiques intrinsèquement sûres, une conception sûre après défaillance, des équipements supplémentaires et des procédures pour en maîtriser les conséquences et pour parvenir à des états stables et acceptables après de tels événements. Il s'ensuit que l'on doit prévoir des dispositifs de sauvegarde qui soient capables d'amener la centrale, d'abord dans un état maîtrisé, puis dans un état sûr à l'arrêt et de préserver au moins une barrière pour confiner les matières radioactives.
- (4) Le quatrième niveau de défense a pour objet de faire face aux accidents graves dans lesquels la base de conception peut être dépassée et d'assurer le maintien des rejets radioactifs à un niveau aussi bas que possible. À ce niveau de défense, l'objectif le plus important est de protéger la fonction de confinement. Il peut être atteint grâce non seulement aux procédures de gestion des accidents, mais aussi à des mesures et à des procédures complémentaires destinées à empêcher la progression de l'accident ainsi qu'à une atténuation des conséquences de certains accidents graves. La protection assurée par le confinement peut être démontrée au moyen de méthodes du type «meilleure estimation».
- (5) Le cinquième et dernier niveau de défense vise à atténuer les conséquences radiologiques des rejets potentiels de matières radioactives qui peuvent résulter de conditions accidentelles. Un centre de crise convenablement équipé et des plans d'intervention sur le site et hors du site doivent être prévus à cette fin.

2.11. Dans la mise en œuvre de la défense en profondeur, il convient de prévoir à la conception une série de barrières physiques pour confiner les matières radioactives en des points spécifiés. Le nombre de barrières physiques qui seront nécessaires dépendra des dangers internes et externes potentiels, ainsi

que des conséquences potentielles des défaillances. Dans le cas des réacteurs refroidis par eau, ces barrières sont généralement constituées par la matrice du combustible, la gaine du combustible, l'enveloppe du circuit primaire du réacteur et l'enceinte de confinement.

3. PRESCRIPTIONS RELATIVES À LA GESTION DE LA SÛRETÉ

RESPONSABILITÉS EN MATIÈRE DE GESTION

3.1. L'organisme exploitant est globalement responsable de la sûreté. Il incombe cependant à tous les organismes menant des activités importantes pour la sûreté de veiller à ce que la priorité absolue soit donnée aux questions de sûreté. L'organisme chargé de la conception doit veiller à ce que l'installation soit conçue de façon qu'elle satisfasse aux prescriptions de l'organisme exploitant, y compris, le cas échéant, les prescriptions standard de la compagnie d'électricité; qu'elle tienne compte de l'état actuel des connaissances en matière de sûreté; qu'elle soit conforme aux spécifications de conception et à l'analyse de sûreté; qu'elle satisfasse aux prescriptions réglementaires nationales; qu'elle remplisse les exigences d'un programme d'assurance de la qualité efficace; et que la sûreté de toute modification technique soit examinée convenablement. En conséquence, l'organisme chargé de la conception doit:

- (1) délimiter clairement les responsabilités, avec la hiérarchie et les lignes de communication correspondantes;
- (2) veiller à disposer, à tous les niveaux, d'un personnel suffisamment nombreux qui soit techniquement qualifié et convenablement formé;
- (3) établir des liaisons claires entre les groupes chargés des différentes parties de la conception et entre les concepteurs, les compagnies d'électricité, les fournisseurs, les constructeurs et les entrepreneurs, selon les cas;
- (4) élaborer et appliquer strictement des procédures rationnelles;
- (5) procéder régulièrement à des examens, à des contrôles et à des enquêtes pour toutes les questions de conception liées à la sûreté; et
- (6) veiller au maintien d'une culture de sûreté.

GESTION DE LA CONCEPTION

3.2. La conception d'une centrale nucléaire doit être gérée de manière que les structures, systèmes et composants importants pour la sûreté soient appropriés pour ce qui est de leurs caractéristiques, de leurs spécifications et des matériaux entrant dans leur composition afin que les fonctions de sûreté puissent être remplies et que la centrale puisse fonctionner de manière sûre avec la fiabilité voulue pendant toute sa durée de vie de conception, les objectifs primordiaux étant de prévenir les accidents et de protéger le personnel affecté au site, le public et l'environnement.

3.3. Dans la gestion de la conception, il faut veiller à ce que les prescriptions de l'organisme exploitant soient respectées et à ce qu'il soit dûment tenu compte des capacités humaines et des limites du personnel. L'organisme chargé de la conception doit communiquer les informations voulues sur la conception de la sûreté afin que la centrale puisse être exploitée et entretenue de manière sûre et que des modifications techniques puissent y être apportées ultérieurement, et indiquer les pratiques recommandées en vue de leur inclusion dans les procédures administratives et les procédures de conduite de la centrale (c'est-à-dire les limites et conditions d'exploitation).

3.4. Dans la gestion de la conception, il faut tenir compte des résultats des analyses déterministes et des analyses probabilistes complémentaires de la sûreté en procédant par itérations afin de s'assurer que la prévention des accidents et l'atténuation de leurs conséquences ont été dûment prises en considération.

3.5. La conception doit être gérée de façon que la production de déchets radioactifs soit réduite au minimum, pour ce qui est tant de l'activité que du volume, grâce à des mesures de conception et à des pratiques d'exploitation et de déclasserement appropriées.

PRATIQUES TECHNIQUES ÉPROUVÉES

3.6. Dans tous les cas où cela est possible, les structures, systèmes et composants importants pour la sûreté doivent être conçus conformément aux normes approuvées les plus récentes ou en vigueur; leur conception doit avoir été éprouvée dans des applications antérieures équivalentes, et ils doivent être choisis de manière à être compatibles avec les objectifs de fiabilité de la centrale nécessaires pour sa sûreté. Lorsque l'on se sert de codes et de normes

comme règles de conception, il faut les identifier et les évaluer afin de déterminer s'ils sont applicables, adéquats et suffisants et les compléter ou les modifier selon les besoins pour faire en sorte que la qualité finale soit celle qu'exige la fonction de sûreté à remplir.

3.7. Lorsque l'on adopte une conception ou une caractéristique non éprouvée ou que l'on s'écarte de la pratique technique établie, il faut démontrer que la sûreté est adéquate grâce à des programmes de recherche complémentaires appropriés ou en examinant l'expérience d'exploitation concernant d'autres applications pertinentes. Il faut en outre tester l'innovation de manière adéquate avant sa mise en service et la soumettre à une surveillance en exploitation afin de vérifier qu'elle se comporte comme prévu.

3.8. Pour le choix des équipements, il faut prendre en considération les possibilités aussi bien de fonctionnement intempestif que de défaillance non sûre (par exemple non-déclenchement au moment requis). Quand il faut s'attendre à une défaillance d'une structure, d'un système ou d'un composant et en tenir compte dans la conception, la préférence doit être donnée aux équipements qui présentent un mode de défaillance prévisible et connu et qui facilitent les réparations ou le remplacement.

EXPÉRIENCE D'EXPLOITATION ET RECHERCHE SUR LA SÛRETÉ

3.9. Dans la conception, il faut tenir dûment compte de l'expérience d'exploitation pertinente acquise dans des centrales en service ainsi que des résultats des programmes de recherche pertinents.

ÉVALUATION DE LA SÛRETÉ

3.10. Une évaluation de sûreté approfondie doit être effectuée pour confirmer que le projet, tel qu'il a été livré pour la fabrication et la construction et tel qu'il a été réalisé, satisfait aux prescriptions de sûreté formulées au début du processus de conception.

3.11. L'évaluation de la sûreté doit faire partie intégrante de la conception et comporter un processus itératif entre les activités de conception et d'analyse confirmative, et elle doit être de plus en plus étendue et détaillée à mesure que le programme de conception avance.

3.12. La sûreté doit être évaluée sur la base des données tirées de l'analyse de sûreté, de l'expérience d'exploitation antérieure, des résultats des recherches et de la pratique technique éprouvée.

VÉRIFICATION INDÉPENDANTE DE L'ÉVALUATION DE LA SÛRETÉ

3.13. L'organisme exploitant doit veiller à ce qu'une vérification indépendante de l'évaluation de la sûreté soit effectuée par des personnes ou des groupes distincts de ceux qui sont chargés de la conception, avant que le projet ne soit soumis à l'organisme de réglementation.

ASSURANCE DE LA QUALITÉ¹

3.14. Un programme d'assurance de la qualité indiquant les dispositions générales qui ont été prises pour la gestion, l'exécution et l'évaluation de la conception de la centrale doit être établi et mis en œuvre. Il doit être complété par des plans plus détaillés pour chaque structure, système et composant de façon que la qualité de la conception soit assurée en permanence.

3.15. La conception, y compris les modifications ultérieures ou les améliorations apportées en matière de sûreté, doit s'effectuer conformément aux procédures établies qui font appel à des codes et à des normes d'ingénierie appropriés et incorporer les prescriptions et les bases de conception applicables. Les interfaces liées à la conception doivent être identifiées et contrôlées.

3.16. L'adéquation de la conception, y compris les outils utilisés et les données d'entrée et de sortie, doit être vérifiée ou validée par des personnes ou des groupes distincts de ceux qui ont effectué le travail initialement. La vérification, la validation et la procédure d'approbation doivent être achevées avant que le projet détaillé ne soit mis en œuvre.

¹ Pour plus de détails, voir la réf. [4].

4. PRESCRIPTIONS TECHNIQUES PRINCIPALES

PRESCRIPTIONS RELATIVES À LA DÉFENSE EN PROFONDEUR

4.1. Dans le processus de conception, le concept de défense en profondeur est mis en œuvre de la manière qui est indiquée à la section 2. En conséquence, la conception:

- (1) doit prévoir des barrières physiques multiples pour s'opposer au relâchement incontrôlé de matières radioactives dans l'environnement;
- (2) doit être empreinte de prudence, et la construction doit être de grande qualité, de manière à donner l'assurance que les défaillances de la centrale et les écarts par rapport à l'exploitation normale seront réduits au maximum et que les accidents seront empêchés;
- (3) doit permettre de maîtriser le comportement de la centrale pendant et après un EIP au moyen de caractéristiques intrinsèques et de dispositifs de sauvegarde; en d'autres termes, les transitoires non maîtrisés sont réduits à un minimum ou exclus par la conception dans la mesure du possible;
- (4) doit prévoir que la commande de la centrale est complétée par des systèmes automatiques de sûreté destinés à réduire à un minimum les actions des opérateurs au début des EIP, ainsi que par des actions de ces derniers;
- (5) doit prévoir des équipements et des procédures pour maîtriser le déroulement et limiter les conséquences des accidents dans la mesure du possible; et
- (6) doit prévoir des moyens multiples pour faire en sorte que chacune des fonctions fondamentales de sûreté — maîtrise de la réactivité, évacuation de la chaleur et confinement des matières radioactives — soit remplie, assurant ainsi l'efficacité des barrières et l'atténuation des conséquences des EIP éventuels.

4.2. Pour se conformer au concept général de défense en profondeur, la conception doit être de nature à empêcher, dans la mesure du possible:

- (1) que l'intégrité des barrières physiques soit sollicitée;
- (2) qu'une barrière cède lorsqu'elle est sollicitée;
- (3) que la défaillance d'une barrière entraîne celle d'une autre barrière.

4.3. La conception doit être telle que le premier ou, du moins, le deuxième niveau de défense soit capable d'empêcher que tous les EIP sauf les plus improbables ne dégénèrent en conditions accidentelles.

4.4. La conception doit tenir compte du fait que l'existence de niveaux multiples de défense ne constitue pas une base suffisante pour la poursuite de la marche en puissance si un niveau de défense fait défaut. Tous les niveaux de défense doivent être disponibles à tout moment, encore que certaines dérogations puissent être prévues pour les diverses conditions de fonctionnement autres que la marche en puissance.

FONCTIONS DE SÛRETÉ

4.5. La démarche de sûreté doit avoir pour objectif de fournir des moyens adéquats de maintenir le centrale dans des conditions normales de fonctionnement, d'assurer une réaction appropriée à court terme immédiatement après un EIP ainsi que de faciliter la gestion de la centrale pendant et après tout accident de dimensionnement et dans certaines conditions accidentelles hors dimensionnement.

4.6. Pour assurer la sûreté, il faut que les fonctions de sûreté fondamentales ci-après soient remplies dans les conditions de fonctionnement, lors et à la suite d'un accident de dimensionnement et, dans la mesure du possible, pendant l'instauration de certaines conditions accidentelles hors dimensionnement:

- (1) maîtrise de la réactivité;
- (2) évacuation de la chaleur du cœur; et
- (3) confinement des matières radioactives et maîtrise des rejets en exploitation, et limitation des rejets accidentels.

L'annexe indique en détail comment se subdivisent ces trois fonctions de sûreté fondamentales.

4.7. Les structures, systèmes et composants requis pour assurer les fonctions de sûreté à divers moments après un EIP doivent être déterminés systématiquement.

PRÉVENTION DES ACCIDENTS ET CARACTÉRISTIQUES DE SÛRETÉ DE LA CENTRALE

4.8. Il faut que la centrale soit conçue de telle manière que sa sensibilité aux EIP soit réduite à un minimum. La réaction attendue de la centrale à tout EIP doit correspondre à une des réactions raisonnablement possibles qui sont énumérées ci-après (par ordre d'importance):

- (1) un EIP n'a aucune incidence notable sur la sûreté ou n'entraîne dans la centrale qu'un changement qui la ramène à un état sûr grâce à des caractéristiques intrinsèques;
- (2) après un EIP, la centrale est rendue sûre grâce à des dispositifs de sûreté passifs ou à l'action de systèmes de sûreté qui fonctionnent sans discontinuer dans l'état requis pour maîtriser l'EIP;
- (3) après un EIP, la centrale est rendue sûre par l'action de systèmes de sûreté qui doivent être mis en service pour réagir à l'EIP; ou
- (4) après un EIP, la centrale est rendue sûre par des actions spécifiées dans les procédures.

RADIOPROTECTION ET CRITÈRES D'ACCEPTATION

4.9. Pour atteindre les trois objectifs de sûreté indiqués aux paragraphes 2.2–2.5 dans la conception d'une centrale nucléaire, il faut déterminer et prendre dûment en considération toutes les sources effectives et potentielles de rayonnements et prendre des dispositions pour faire en sorte que les sources soient soumises à un contrôle technique et administratif strict.

4.10. Des mesures doivent être prévues pour que les objectifs de radioprotection et de sûreté technique énoncés aux paragraphes 2.4 et 2.5 puissent être atteints et que les doses de rayonnements au public et au personnel affecté au site dans toutes les conditions de fonctionnement, y compris la maintenance et le déclassement, ne dépassent pas les limites prescrites et soient à un niveau aussi bas que raisonnablement possible.

4.11. Un des objectifs de la conception doit être de prévenir ou, en cas d'échec de la prévention, d'atténuer les expositions aux rayonnements résultant d'accidents de dimensionnement et de certains accidents graves. Des dispositions doivent être prises à la conception afin que les doses de rayonnements potentielles au public et au personnel affecté au site ne

dépassent pas les limites acceptables et soient à un niveau aussi bas que raisonnablement possible.

4.12. Les états de la centrale susceptibles de donner lieu à des doses de rayonnements ou à des rejets radioactifs importants doivent avoir une très faible probabilité, et il faut veiller à ce que ceux dont la probabilité est grande n'aient que des conséquences radiologiques potentielles mineures. Les critères d'acceptation radiologique pour la conception des centrales doivent être spécifiés sur la base de ces prescriptions.

4.13. Il existe habituellement un nombre limité de séries de critères d'acceptation radiologique, et la pratique courante est de les associer à des catégories d'états de la centrale. Ces catégories incluent en général l'exploitation normale, les incidents de fonctionnement prévus, les accidents de dimensionnement et les accidents graves. Les critères d'acceptation radiologique pour ces catégories doivent, pour assurer un niveau de sûreté minimum, satisfaire aux prescriptions de l'organisme de réglementation.

5. PRESCRIPTIONS RELATIVES À LA CONCEPTION DES CENTRALES

CLASSIFICATION AUX FINS DE LA SÛRETÉ

5.1. Toutes les structures et tous les systèmes et composants, y compris les logiciels pour le contrôle-commande, qui sont des constituants importants pour la sûreté, doivent d'abord être déterminés, puis classés selon leur fonction et leur importance pour la sûreté. Ils doivent être conçus, construits et entretenus de telle manière que leur qualité et leur fiabilité soient conformes à cette classification.

5.2. La méthode suivie pour le classement d'une structure, d'un système ou d'un composant selon son importance pour la sûreté doit se fonder principalement sur des méthodes déterministes, complétées, s'il y a lieu, par des méthodes probabilistes et un jugement technique, compte tenu de facteurs tels que:

- (1) la (les) fonction(s) de sûreté à remplir par le constituant;
- (2) les conséquences qu'aurait le non-accomplissement de cette (ces) fonction(s);
- (3) la probabilité que le constituant soit appelé à remplir une fonction de sûreté;
- (4) le moment où il sera appelé à fonctionner à la suite d'un EIP ou la période pendant laquelle il devra fonctionner.

5.3. Des interfaces bien conçues doivent être prévues entre les structures, systèmes et composants des différentes classes afin que toute défaillance de structures, de systèmes et de composants appartenant à une classe inférieure ne se propage pas à un système rangé dans une classe supérieure.

BASE GÉNÉRALE DE CONCEPTION

5.4. La base de conception doit comporter des spécifications concernant la capacité de la centrale de faire face à une gamme spécifiée de conditions de fonctionnement et d'accidents de dimensionnement dans le respect des prescriptions concernant la protection radiologique. La base de conception doit indiquer la spécification relative à l'exploitation normale, les états créés par les EIP, la classification aux fins de la sûreté, les hypothèses importantes et, dans certains cas, les méthodes d'analyse particulières.

5.5. Il faut appliquer des mesures prudentes pour la conception et se conformer à la bonne pratique technique dans les bases de conception pour l'exploitation normale, les incidents de fonctionnement prévus et les accidents de dimensionnement de manière à donner un degré d'assurance élevé que le cœur du réacteur ne subira pas de dommages importants et que les doses de rayonnements resteront dans les limites prescrites et à un niveau aussi bas que raisonnablement possible.

5.6. Outre ce qui est prévu dans la base de conception, le fonctionnement de la centrale lors d'accidents hors dimensionnement spécifiés, y compris certains accidents graves, doit également être pris en compte dans la conception. Les hypothèses et les méthodes employées pour ces évaluations peuvent être fondées sur les meilleures estimations.

Catégories d'états de la centrale

5.7. Il faut déterminer les différents états de la centrale et les grouper dans un nombre restreint de catégories selon leur probabilité. Ces catégories couvrent le plus souvent l'exploitation normale, les incidents de fonctionnement prévus, les accidents de dimensionnement et les accidents graves. Chaque catégorie doit être assortie de critères d'acceptation tenant compte de l'exigence selon laquelle les EIP fréquents ne doivent avoir que des conséquences radiologiques mineures ou nulles et que les événements susceptibles d'entraîner de graves conséquences doivent avoir une probabilité très faible.

Événements initiateurs postulés

5.8. Pour la conception de la centrale, il faut tenir compte du fait que tous les niveaux de la défense en profondeur peuvent être soumis à des sollicitations, en sorte que des mesures doivent être prévues à la conception afin que les fonctions de sûreté requises soient remplies et que les objectifs de sûreté puissent être atteints. Ces sollicitations sont dues aux EIP, qui sont sélectionnés sur la base de techniques déterministes ou probabilistes ou d'une combinaison des deux. Des événements indépendants ayant chacun une faible probabilité ne sont pas considérés normalement comme devant se produire simultanément.

Agressions internes

5.9. Il faut procéder à une analyse des EIP (voir l'appendice I) afin de recenser tous les événements internes qui peuvent affecter la sûreté de la centrale. Ces événements peuvent comprendre les défaillances ou le mauvais fonctionnement des équipements.

Incendies et explosions

5.10. Les structures, systèmes et composants importants pour la sûreté doivent être conçus et placés de façon que, en conformité avec les autres prescriptions de sûreté, la probabilité et les effets d'incendies et d'explosions dus à des agressions externes ou internes soient réduits à un minimum. La capacité de mise à l'arrêt, d'évacuation de la chaleur résiduelle, de confinement des matières radioactives et de surveillance de l'état de la centrale doit être maintenue. Il faut satisfaire à ces exigences par un recours judicieux à des ensembles redondants, à la diversité des systèmes, à la séparation physique et à une conception sûre après défaillance de façon que les objectifs ci-après soient atteints:

- (1) empêcher le déclenchement d'incendies;
- (2) détecter et éteindre rapidement les incendies qui se déclarent néanmoins, en limitant ainsi les dommages;
- (3) empêcher la propagation des incendies qui n'ont pas été éteints, en réduisant ainsi au minimum leurs effets sur les fonctions essentielles de la centrale.

5.11. Il faut analyser les dangers d'incendie dans la centrale afin de déterminer le degré coupe-feu que doivent présenter les barrières de protection contre l'incendie, et des systèmes de détection des incendies et de lutte contre ceux-ci ayant les capacités voulues doivent être prévus.

5.12. Les systèmes de lutte contre l'incendie doivent au besoin être déclenchés automatiquement, et ils doivent être conçus et implantés de façon que leur rupture ou leur mise en marche intempestive ou involontaire n'altère pas sensiblement la capacité des structures, systèmes et composants importants pour la sûreté et n'affecte pas simultanément des groupes de sûreté redondants et rende ainsi inopérantes les mesures prises pour satisfaire au critère de «défaillance unique».

5.13. Des matériaux incombustibles ou ignifuges et résistant à la chaleur doivent être utilisés partout où cela est possible dans la centrale, en particulier dans des lieux tels que l'enceinte de confinement et la salle de commande.

Autres dangers internes

5.14. Les dangers internes potentiels tels que les inondations, l'émission de projectiles, le fouettement de tuyauteries, l'impact de jets ou le relâchement de fluide provenant de systèmes défaillants ou d'autres installations du site doivent être pris en compte dans la conception de la centrale. Des mesures appropriées de prévention et d'atténuation doivent être prévues afin que la sûreté ne soit pas compromise. Certaines agressions externes peuvent provoquer des incendies ou des inondations internes et conduire à l'émission de projectiles. Ces interactions entre des agressions externes et internes doivent, s'il y a lieu, être prises en compte dans la conception.

5.15. Si deux circuits de fluides fonctionnant à des pressions différentes sont raccordés, ils doivent être conçus tous deux pour résister à la pression la plus élevée ou des dispositions doivent être prises pour empêcher que la pression nominale du circuit fonctionnant à la pression la plus basse ne soit dépassée dans l'hypothèse où une défaillance unique se produirait.

Agressions externes

5.16. Les agressions externes d'origine naturelle et d'origine humaine à inclure dans la base de conception doivent être déterminées pour la combinaison site-centrale proposée. Tous les agressions susceptibles de comporter un risque radiologique élevé doivent être prises en considération. Il faut utiliser concurremment des méthodes déterministes et des méthodes probabilistes pour choisir un sous-ensemble d'agressions externes auxquelles la centrale est conçue pour résister et à partir desquelles les bases de conception sont déterminées.

5.17. Parmi les agressions d'origine naturelle à prendre en considération figurent celles qui ont été recensées lors de la caractérisation du site, telles que les séismes, les inondations, les vents violents, les tornades, les tsunamis (raz de marée) et les conditions météorologiques extrêmes. Les agressions d'origine humaine à prendre en considération sont notamment celles qui ont été déterminées lors de la caractérisation du site et pour lesquelles les bases de conception ont été établies. Il faut réexaminer la liste de ces agressions à un stade précoce du processus de conception afin de déterminer si elle est exhaustive.

Caractéristiques relatives au site²

5.18. Lors de la détermination de la base de conception d'une centrale nucléaire, il faut tenir compte de diverses interactions entre la centrale et l'environnement, et notamment de facteurs tels que la population, la météorologie, l'hydrologie, la géologie et la sismologie. La possibilité d'obtenir hors du site des services dont dépendent la sûreté de la centrale et la protection du public, tels que les services de distribution d'électricité et de lutte contre l'incendie, doit également être prise en considération.

5.19. Il faut évaluer les projets relatifs aux centrales devant être implantées dans des zones tropicales, polaires, arides ou volcaniques en vue de déterminer les caractéristiques de conception particulières qui peuvent être nécessaires en raison des caractéristiques de leur site.

² Pour plus de détails, voir la réf. [5].

Combinaisons d'événements

5.20. Lorsque des combinaisons d'agressions isolées à caractère aléatoire pourraient, de façon plausible, entraîner des incidents de fonctionnement prévus ou des conditions accidentelles, elles doivent être prises en compte dans la conception. Certaines agressions peuvent résulter d'autres agressions, comme dans le cas d'une inondation consécutive à un séisme. Ces effets consécutifs doivent être considérés comme faisant partie de l'EIP initial.

Règles de conception

5.21. Les règles techniques de conception pour les structures, systèmes et composants doivent être spécifiées et être conformes aux pratiques techniques standard appropriées qui sont acceptées dans le pays (voir le paragraphe 3.6), ou aux normes ou pratiques déjà en usage à l'échelle internationale ou adoptées dans un autre pays, et qui sont applicables et aussi dont l'emploi est accepté par l'organisme national de réglementation.

5.22. La conception sismique de la centrale doit prévoir une marge de sûreté suffisante pour la protéger contre les événements sismiques.

Limites de conception

5.23. Il faut spécifier un ensemble de limites de conception conformes aux principaux paramètres physiques relatifs à chaque structure, système ou composant pour les conditions de fonctionnement et les accidents de dimensionnement.

Conditions de fonctionnement

5.24. La centrale doit être conçue pour fonctionner de manière sûre à l'intérieur d'une plage définie de paramètres (de pression, de température et de puissance, par exemple), et il faut supposer qu'un ensemble minimum de dispositifs auxiliaires spécifiés (par exemple, capacité d'alimentation en eau de secours et alimentation électrique de secours) sont disponibles. La conception doit être telle que la réaction de la centrale à un large éventail d'incidents de fonctionnement prévus permettra de l'exploiter ou, si besoin est, de la mettre à l'arrêt de manière sûre, sans qu'il soit nécessaire de faire appel aux dispositions prévues au-delà du premier, ou du moins du deuxième niveau de défense en profondeur.

5.25. La possibilité que des accidents puissent se produire dans les conditions de fonctionnement à faible puissance ou d'arrêt, par exemple pendant le démarrage, le rechargement en combustible ou la maintenance, lorsque la disponibilité des systèmes de sûreté peut être réduite, doit être prise en compte dans la conception, et des limitations appropriées en ce qui concerne la disponibilité des systèmes de sûreté doivent être spécifiées.

5.26. Lors du processus de conception, il faut fixer un ensemble de prescriptions et de limitations aux fins de la sûreté d'exploitation, et notamment:

- (1) les points de consigne des systèmes de sûreté;
- (2) les contraintes liées au système de commande et aux procédures qui affectent les variables de procédé et d'autres paramètres importants;
- (3) les exigences relatives à la maintenance, aux essais et à l'inspection de la centrale afin d'assurer que les structures, systèmes et composants fonctionneront comme le prévoit la conception, compte du principe ALARA;
- (4) des configurations d'exploitation clairement définies, y compris les restrictions concernant l'exploitation en cas d'indisponibilité des systèmes de sûreté.

Ces prescriptions et limitations doivent servir de base pour l'établissement des limites et conditions d'exploitation dans lesquelles l'organisme exploitant sera autorisé à exploiter la centrale.

Accidents de dimensionnement

5.27. Il faut définir un ensemble d'accidents de dimensionnement à partir de la liste d'EIP (voir l'appendice I) en vue de fixer les conditions aux limites sur la base desquelles devront être conçus les structures, systèmes et composants importants pour la sûreté.

5.28. Lorsqu'une action immédiate et fiable est nécessaire en réponse à un EIP, des dispositions doivent être prises pour que les systèmes de sûreté soient actionnés automatiquement de manière à empêcher une aggravation des conditions qui pourrait menacer la barrière suivante. Lorsqu'une action immédiate n'est pas nécessaire, un actionnement manuel des systèmes ou d'autres actions des opérateurs peuvent être permises, à condition que la nécessité de cette action apparaisse suffisamment tôt et que des procédures adéquates (telles que des procédures administratives, des procédures de

conduite et des procédures d'urgence) soient définies de façon que ces actions soient fiables.

5.29. Il faut prendre en compte les actions des opérateurs qui peuvent être nécessaires pour diagnostiquer l'état de la centrale et la placer dans des conditions d'arrêt stable à long terme en temps voulu et les faciliter en prévoyant une instrumentation adéquate pour surveiller l'état de la centrale et des commandes pour actionner manuellement les équipements.

5.30. Tout équipement requis dans les processus d'intervention et de rétablissement manuels doit être placé à l'endroit le plus approprié afin que l'on puisse en disposer aisément au moment où l'on en a besoin et y accéder dans les conditions ambiantes prévues.

Accidents graves

5.31. Certains états très peu probables de la centrale qui constituent des conditions accidentelles hors dimensionnement et qui sont susceptibles de survenir à la suite de défaillances multiples des systèmes de sûreté conduisant à une dégradation significative du cœur peuvent compromettre l'intégrité de plusieurs ou de l'ensemble des barrières faisant obstacle au relâchement de matières radioactives. Ces séquences d'événements sont appelées «accidents graves». Il faut examiner ces séquences accidentelles graves en recourant à un jugement technique et à des méthodes probabilistes afin de déterminer celles pour lesquelles des mesures de prévention ou d'atténuation raisonnablement applicables peuvent être identifiées. Les mesures acceptables ne supposent pas nécessairement l'application des pratiques techniques prudentes employées pour déterminer et évaluer les accidents de dimensionnement, mais devraient plutôt se fonder sur des hypothèses, des méthodes et des critères d'analyse réalistes ou correspondant aux meilleures estimations. Sur la base de l'expérience d'exploitation, de l'analyse de sûreté pertinente et des résultats de la recherche sur la sûreté, les activités de conception relatives aux accidents graves doivent tenir compte de ce qui suit :

- (1) Les séquences d'événements importantes susceptibles de conduire à un accident grave doivent être déterminées à l'aide à la fois de méthodes probabilistes, de méthodes déterministes et d'un bon jugement technique.
- (2) Ces séquences d'événements doivent ensuite être examinées en fonction d'un ensemble de critères destinés à permettre de déterminer les accidents graves qui doivent être pris en compte dans la conception.
- (3) Les modifications possibles de la conception ou des procédures qui pourraient permettre de réduire la probabilité des événements retenus ou

- d'atténuer leurs conséquences au cas où ceux-ci se produiraient doivent être évaluées et mises en œuvre si elles sont raisonnablement applicables.
- (4) Il faut tenir compte des capacités nominales intégrales de la centrale, y compris de la possibilité d'employer certains systèmes (qu'il s'agisse de systèmes de sûreté ou non) d'une manière qui aille au-delà de leur fonction prévue initialement et des conditions de fonctionnement prévues, ainsi que de recourir à des systèmes temporaires additionnels pour ramener la centrale à un état maîtrisé et/ou pour atténuer les conséquences d'un accident grave, sous réserve que l'on puisse montrer que les systèmes sont capables de fonctionner dans les conditions ambiantes à prévoir.
 - (5) Dans le cas des centrales multitranches, il faut envisager la possibilité d'utiliser les moyens dont disposent les autres tranches et/ou que celles-ci fournissent un appui, à condition que leur sûreté d'exploitation ne soit pas compromise.
 - (6) Des procédures de gestion des accidents doivent être établies, compte tenu des scénarios d'accidents graves représentatifs et dominants.

CONCEPTION EN VUE DE LA FIABILITÉ DES STRUCTURES, SYSTÈMES ET COMPOSANTS

5.32. Les structures, systèmes et composants importants pour la sûreté doivent être conçus de manière à pouvoir résister à tous les EIP recensés (voir l'appendice I) avec une fiabilité suffisante.

Défaillances de cause commune

5.33. Il faut envisager l'éventualité de défaillances de cause commune affectant des constituants importants pour la sûreté afin de déterminer où il convient d'appliquer les principes de diversité, de redondance et d'indépendance pour obtenir la fiabilité requise.

Critère de défaillance unique

5.34. Le critère de défaillance unique doit être appliqué à chaque groupe de sûreté inclus dans la conception de la centrale.

5.35. Pour vérifier si la centrale répond au critère de défaillance unique, le groupe de sûreté pertinent doit être analysé de la manière suivante. On suppose qu'une défaillance unique (et toutes les défaillances qui en sont la conséquence) affecte

successivement chaque élément du groupe de sûreté jusqu'à ce que toutes les défaillances possibles aient été analysées. On analyse ensuite successivement chaque groupe de sûreté pertinent jusqu'à ce que tous les groupes de sûreté et toutes les défaillances aient été examinés. (Dans la présente publication de la catégorie des Prescriptions de sûreté, les fonctions de sûreté, ou les systèmes contribuant à l'accomplissement de ces fonctions, pour lesquels il faut prévoir une redondance afin d'obtenir la fiabilité requise ont été signalés par l'énoncé «dans l'hypothèse d'une défaillance unique».) L'hypothèse qu'une défaillance unique se produise dans ce système fait partie du processus décrit ci-dessus. Dans l'analyse de défaillance unique, on ne suppose à aucun moment qu'il se produit plus d'une défaillance aléatoire.

5.36. Une action intempestive doit être considérée comme un mode de défaillance lorsque ce concept est appliqué à un groupe ou système de sûreté.

5.37. On considérera qu'il est satisfait au critère s'il est démontré que chaque groupe de sûreté remplit sa fonction de sûreté lorsque les analyses ci-dessus sont appliquées dans les conditions suivantes:

- (1) les conséquences potentiellement néfastes de l'EIP pour le groupe de sûreté sont supposées se produire; et
- (2) on suppose que les systèmes de sûreté accomplissant la fonction de sûreté requise sont placés dans la configuration admissible la plus défavorable, compte tenu de la maintenance, des essais, des inspections et des réparations, ainsi que des temps d'indisponibilité admissible des équipements.

5.38. Le non-respect du critère de défaillance unique doit être exceptionnel et justifié clairement dans l'analyse de sûreté.

5.39. Dans l'analyse de défaillance unique, il peut ne pas être nécessaire de postuler la défaillance d'un composant passif conçu, fabriqué, inspecté et entretenu en service conformément à un niveau de qualité extrêmement élevé, à condition qu'il ne soit pas affecté par l'EIP. Toutefois, lorsqu'on suppose qu'un composant passif ne subit pas de défaillance, il faut justifier cette démarche analytique, en tenant compte des charges et des conditions ambiantes, ainsi que de la durée totale de la période pendant laquelle le composant doit fonctionner à la suite de l'événement initiateur.

Conception sûre après défaillance

5.40. Le principe de la conception sûre après défaillance doit être pris en compte et inclus dans la conception des systèmes et composants importants pour la sûreté de la centrale lorsqu'il y a lieu: en cas de défaillance d'un système ou d'un composant, les systèmes de la centrale doivent être conçus de manière à passer à un état sûr sans qu'une action quelconque ne soit nécessaire.

Services auxiliaires

5.41. Les services auxiliaires desservant des équipements appartenant à un système important pour la sûreté doivent être considérés comme faisant partie intégrante de ce système et classés en conséquence. Leur fiabilité, leur redondance, leur diversité et leur indépendance ainsi que les moyens prévus pour les isoler et pour tester leur bon fonctionnement doivent être en rapport avec la fiabilité du système qu'ils desservent. Les services auxiliaires requis pour maintenir la centrale dans un état sûr peuvent comprendre l'alimentation en électricité, en eau de refroidissement et en air comprimé ou en d'autres gaz, ainsi que des moyens de lubrification.

Indisponibilité d'équipements

5.42. La conception doit être de nature à assurer, grâce à l'application de mesures telles qu'une redondance accrue, que l'on puisse procéder raisonnablement à une maintenance et à des essais en marche sans qu'il soit nécessaire de mettre la centrale à l'arrêt. Il faut tenir compte des indisponibilités d'équipements, y compris les indisponibilités de systèmes et de composants à la suite d'une défaillance, ainsi que de l'impact des travaux de maintenance, des essais et des réparations prévus sur la fiabilité de chaque système de sûreté afin que les fonctions de sûreté soient néanmoins assurées avec la fiabilité requise. Le délai imparti pour les indisponibilités d'équipements et les actions nécessaires doivent être analysés et définis dans chaque cas avant le démarrage de la centrale et inclus dans les consignes d'exploitation de la centrale.

DISPOSITIONS CONCERNANT LES ESSAIS, LA MAINTENANCE, LA RÉPARATION, L'INSPECTION ET LA SURVEILLANCE EN SERVICE

5.43. Les structures, systèmes et composants importants pour la sûreté, à l'exception de ceux qui sont indiqués au paragraphe 5.44, doivent être conçus de façon à pouvoir être étalonnés, essayés, entretenus, réparés ou remplacés, inspectés et surveillés pour ce qui est de leur capacité fonctionnelle pendant la durée de vie de la centrale afin de démontrer que les objectifs de fiabilité sont atteints. La centrale doit être aménagée de façon à faciliter ces activités et à permettre de les exécuter conformément à des normes en rapport avec l'importance des fonctions de sûreté à remplir, sans réduction sensible de la disponibilité des systèmes ni exposition induite aux rayonnements du personnel affecté au site.

5.44. Si les structures, systèmes et composants importants pour la sûreté ne peuvent pas être conçus de manière à pouvoir être essayés, inspectés ou surveillés dans la mesure souhaitable, il convient de procéder comme suit:

- d'autres méthodes éprouvées de rechange et/ou indirectes, telles que la surveillance de constituants de référence ou l'emploi de méthodes de calcul vérifiées et validées, doivent être spécifiées; et
- il faut appliquer des marges de sûreté prudentes ou prendre d'autres précautions pour compenser les défaillances imprévues qui pourraient se produire.

QUALIFICATION DES ÉQUIPEMENTS

5.45. Il faut adopter une procédure de qualification pour confirmer que les constituants importants pour la sûreté seront capables, pendant toute leur durée de vie de conception, de remplir les fonctions demandées dans les conditions ambiantes (vibrations, température, pression, impact de jets de fluides, interférence électromagnétique, irradiation, humidité ou toute combinaison probable de ces facteurs) qui régneront au moment où l'on en aura besoin. Les conditions ambiantes à envisager doivent comprendre les variations attendues en exploitation normale, les incidents de fonctionnement prévus et les accidents de dimensionnement. Dans le programme de qualification, il faut tenir compte des effets du vieillissement dus à divers facteurs ambiants (tels que les vibrations, l'irradiation et la température extrême) pendant la durée de vie attendue des équipements. Lorsque les

équipements sont exposés à des agressions naturelles externes et doivent remplir une fonction de sûreté pendant ou après une agression de ce genre, le programme de qualification doit reproduire dans toute la mesure possible les conditions imposées aux équipements par le phénomène naturel, grâce à des essais, à une analyse ou aux deux à la fois.

5.46. Il faut aussi inclure dans le programme de qualification toute condition ambiante inhabituelle raisonnablement envisageable qui pourrait résulter de conditions d'exploitation particulières, telles que les essais périodiques d'étanchéité de l'enceinte de confinement. Dans la mesure du possible, il faut montrer, avec un degré de confiance raisonnable, que les équipements (tels que certains instruments) qui doivent impérativement fonctionner lors d'un accident grave permettent d'atteindre les objectifs prévus à la conception.

VIEILLISSEMENT

5.47. Des marges appropriées doivent être prévues dans la conception pour l'ensemble des structures, systèmes et composants importants pour la sûreté afin de tenir compte des mécanismes pertinents de vieillissement et d'usure ainsi que de la dégradation potentielle liée à l'âge, de façon que la structure, le système ou le composant puisse remplir la fonction de sûreté requise pendant toute sa durée de vie de conception. Les effets du vieillissement et de l'usure dans toutes les conditions d'exploitation normale, lors des essais, des travaux de maintenance et des arrêts pour maintenance ainsi que dans les conditions qui règnent pendant et après un EIP doivent être pris en considération. Des dispositions doivent en outre être prises en matière de surveillance, d'essais, d'échantillonnage et d'inspection pour évaluer les mécanismes de vieillissement prévus au stade de la conception et déceler un comportement ou une dégradation imprévu qui pourrait se produire en service.

FACTEURS HUMAINS

Conception en vue d'une optimisation de la performance des opérateurs

5.48. La conception doit faciliter la tâche des opérateurs et viser à limiter les effets des erreurs humaines. Il faut prêter attention à l'aménagement de la centrale et aux procédures (procédures administratives, procédures de conduite et procédures d'urgence), y compris la maintenance et l'inspection, afin de faciliter l'interaction entre le personnel d'exploitation et la centrale.

5.49. Les zones et le milieu de travail du personnel affecté au site doivent être conçus conformément à des principes ergonomiques.

5.50. Il faut prendre systématiquement en considération les facteurs humains et l'interface homme-machine dès les premiers stades du processus de conception et pendant toute la durée du processus afin qu'une distinction appropriée et claire soit faite entre les fonctions du personnel d'exploitation et celles des systèmes automatiques prévus.

5.51. L'interface homme-machine doit être conçue de manière à fournir aux opérateurs des informations exhaustives mais faciles à manier, qui soient compatibles avec les délais à respecter pour les décisions et les actions. Des dispositions analogues doivent être prises pour la salle de commande supplémentaire.

5.52. Il faut vérifier et valider les aspects de la conception liés aux facteurs humains à des stades appropriés afin de confirmer que la conception tient compte de manière adéquate de toutes les actions à entreprendre par les opérateurs.

5.53. Afin de faciliter l'établissement de critères de conception pour l'affichage des informations et les commandes, il faut considérer que l'opérateur a un double rôle à jouer: celui de gestionnaire des systèmes, qui inclut la gestion des accidents, et celui d'opérateur d'équipements.

5.54. Dans son rôle de gestionnaire des systèmes, l'opérateur doit recevoir des informations lui permettant:

- (1) d'évaluer aisément l'état général de la centrale, que ce soit en exploitation normale, lors d'un incident de fonctionnement prévu ou dans une condition accidentelle, et de confirmer que les actions de sûreté automatiques prévues sont en cours d'exécution; et
- (2) de déterminer les actions de sûreté appropriées qu'il lui incombe d'entreprendre.

5.55. Dans son rôle d'opérateur d'équipements, il doit recevoir suffisamment d'informations sur les paramètres associés aux différents systèmes et équipements de la centrale pour confirmer que les actions de sûreté requises peuvent être entreprises en toute sécurité.

5.56. La conception doit viser à faciliter la réussite des actions de l'opérateur compte dûment tenu du temps dont il disposera pour agir, de l'environnement physique à prévoir et de la pression psychologique à laquelle il sera soumis. Il faut réduire au maximum la nécessité pour l'opérateur d'intervenir à bref délai. Dans la conception, il faut tenir compte du fait que la nécessité d'une telle intervention n'est acceptable que si le concepteur peut démontrer que l'opérateur a assez de temps pour prendre une décision et pour agir, que les informations nécessaires pour que l'opérateur prenne la décision d'agir sont présentées de façon simple et sans ambiguïté et qu'à la suite d'un événement l'environnement physique dans la salle de commande ou dans la salle de commande supplémentaire et le long de l'itinéraire d'accès à cette dernière est acceptable.

AUTRES CONSIDÉRATIONS RELATIVES À LA CONCEPTION

Structures, systèmes et composants communs à plusieurs réacteurs

5.57. D'une manière générale, les structures, systèmes et composants importants pour la sûreté ne devraient pas être communs à deux ou plus de deux réacteurs dans les centrales nucléaires. Si, exceptionnellement, des structures, systèmes et composants importants pour la sûreté sont communs à deux ou plus de deux réacteurs, il faut démontrer qu'il est satisfait à toutes les prescriptions de sûreté pour tous les réacteurs dans toutes les conditions de fonctionnement (y compris la maintenance) et dans le cas des accidents de dimensionnement. En cas d'accident grave affectant plus d'un réacteur, il doit être possible de procéder de manière ordonnée à la mise à l'arrêt, au refroidissement et à l'évacuation de la chaleur résiduelle de l'autre (des autres) réacteur(s).

Systèmes contenant des matières fissiles ou radioactives

5.58. Tous les systèmes qui, dans une centrale nucléaire, peuvent contenir des matières fissiles ou radioactives doivent être conçus de manière à assurer une sûreté adéquate dans les conditions de fonctionnement et lors d'accidents de dimensionnement.

Centrales utilisées pour la cogénération, la production de chaleur ou le dessalement

5.59. Les centrales nucléaires couplées à des unités d'utilisation de chaleur (par exemple pour le chauffage urbain) et/ou à des unités de dessalement doivent être conçues de manière à empêcher le transport de matières radioactives de la centrale nucléaire vers l'unité de dessalement ou de chauffage urbain dans quelque condition que ce soit (exploitation normale, incidents de fonctionnement prévus, accidents de dimensionnement et certains accidents graves).

Transport et emballage du combustible et des déchets radioactifs

5.60. La conception doit comporter des dispositifs appropriés pour faciliter le transport et la manutention du combustible neuf, du combustible usé et des déchets radioactifs. L'accès aux installations et aux moyens de levage et d'emballage doit être pris en considération.

Itinéraires de secours et moyens de communication

5.61. La centrale nucléaire doit posséder un nombre suffisant d'itinéraires de secours sûrs, balisés de façon claire et durable et pourvus d'un éclairage de secours fiable, d'une ventilation et d'autres installations essentielles pour l'utilisation sûre de ces itinéraires. Les itinéraires de secours doivent satisfaire aux prescriptions internationales pertinentes concernant la délimitation de zones de radioactivité et la protection contre l'incendie, ainsi qu'aux prescriptions nationales pertinentes relatives à la sécurité dans l'industrie et dans les centrales.

5.62. Des systèmes d'alarme et des moyens de communication appropriés doivent être prévus de façon que toute personne présente dans la centrale et sur le site puisse être avertie et recevoir des instructions, même dans des conditions accidentelles.

5.63. Il faut veiller à ce que les moyens nécessaires aux fins de la sûreté pour les communications à l'intérieur de la centrale nucléaire, dans les environs immédiats et avec les organismes hors site, tels qu'ils sont stipulés dans le plan d'urgence, soient disponibles en permanence. Il doit être tenu compte de cette exigence dans la conception et la diversification des méthodes de communication retenues.

Contrôle des accès

5.64. La centrale doit être isolée du voisinage par un aménagement approprié des éléments structuraux qui permette de contrôler en permanence les accès. En particulier, dans la conception des bâtiments et l'aménagement du site, il faut prévoir du personnel et/ou du matériel pour le contrôle des accès et envisager des moyens d'empêcher que des personnes ou des biens ne pénètrent dans la centrale sans autorisation.

5.65. Il faut empêcher que l'on puisse accéder aux structures, systèmes et composants importants pour la sûreté ou y toucher pour quelque raison que ce soit sans autorisation. Si l'on doit y accéder pour des travaux de maintenance, des essais ou des inspections, il faut veiller dans la conception à ce que les activités requises puissent être exécutées sans réduction sensible de la fiabilité des équipements liés à la sûreté.

Interactions entre des systèmes

5.66. S'il existe une forte probabilité pour que des systèmes importants pour la sûreté doivent fonctionner simultanément, il convient d'évaluer leur interaction éventuelle. Dans l'analyse, il faut tenir compte non seulement des raccordements physiques, mais aussi des effets possibles du fonctionnement, d'une anomalie de fonctionnement ou d'une panne du système sur l'environnement physique d'autres systèmes essentiels, afin que les modifications de l'environnement ne nuisent pas à la fiabilité du fonctionnement prévu des composants des systèmes.

Interactions entre le réseau de distribution d'électricité et la centrale

5.67. Dans la conception de la centrale, il faut tenir compte des interactions réseau-centrale, y compris l'indépendance des lignes électriques aboutissant à la centrale et le nombre de celles-ci, eu égard à la fiabilité que doit présenter l'alimentation électrique des systèmes de la centrale qui sont importants pour la sûreté.

Déclassement

5.68. Au stade de la conception, il faut veiller tout spécialement à doter la centrale de caractéristiques qui faciliteront son déclassement et son démantèlement. En particulier, il faut tenir compte dans la conception:

- (1) du choix des matériaux, de manière à réduire le plus possible les quantités finales de déchets radioactifs et à faciliter la décontamination;
- (2) des possibilités d'accès qui peuvent être nécessaires; et
- (3) des installations requises pour entreposer les déchets radioactifs produits tant pendant l'exploitation de la centrale que lors de son déclassement.

ANALYSE DE SÛRETÉ

5.69. Il faut procéder à une analyse de sûreté de la conception de la centrale en appliquant à la fois des méthodes déterministes et des méthodes probabilistes. À partir de cette analyse, il faut établir et confirmer la base de conception des constituants importants pour la sûreté. Il faut aussi démontrer que la centrale telle que conçue est capable de satisfaire à l'une quelconque des limites prescrites pour les rejets radioactifs et des limites acceptables concernant les doses potentielles de rayonnements pour chaque catégorie d'état de la centrale (voir le paragraphe 5.7), et qu'une défense en profondeur a été assurée.

5.70. Les programmes informatiques, les méthodes d'analyse et les modélisations de centrales utilisés dans l'analyse de sûreté doivent être vérifiés et validés, et il faut accorder l'attention voulue aux incertitudes.

Approche déterministe

5.71. L'analyse déterministe de la sûreté doit comprendre ce qui suit:

- (1) confirmation que les limites et conditions d'exploitation sont conformes aux hypothèses et aux intentions de la conception pour l'exploitation normale;
- (2) caractérisation des EIP (voir l'appendice I) à envisager compte tenu de la conception et du site de la centrale;
- (3) analyse et évaluation des séquences d'événements résultant des EIP;
- (4) comparaison des résultats de l'analyse avec les critères d'acceptation radiologique et les limites de conception;
- (5) établissement et confirmation de la base de conception; et
- (6) démonstration que la gestion des incidents de fonctionnement prévus et des accidents de dimensionnement est possible grâce à une réaction automatique des systèmes de sûreté combinée aux actions prescrites de l'opérateur.

5.72. L'applicabilité des hypothèses, des méthodes et du degré de prudence retenus pour l'analyse doit être vérifiée. L'analyse de sûreté de la conception de la centrale doit être actualisée compte tenu des modifications importantes apportées à la configuration de cette dernière, de l'expérience d'exploitation, et du progrès des connaissances techniques et de la compréhension des phénomènes physiques, et doit correspondre à son état actuel ou à son état «telle que construite».

Approche probabiliste

5.73. Il faut procéder à une analyse probabiliste de la sûreté de la centrale dans le but:

- (1) de disposer d'une analyse systématique donnant l'assurance que la conception sera conforme aux objectifs généraux de sûreté;
- (2) de démontrer que la conception est équilibrée, de sorte qu'aucun dispositif ou EIP particulier ne contribue de manière disproportionnée ou dans une mesure très incertaine au risque global et que c'est aux deux premiers niveaux de défense en profondeur qu'il incombe essentiellement d'assurer la sûreté nucléaire;
- (3) de donner l'assurance que de petits écarts dans les paramètres de la centrale susceptibles d'entraîner un comportement très anormal de la centrale («effets papillon») seront évités;
- (4) de fournir des évaluations des probabilités d'apparition d'états d'endommagement grave du cœur, ainsi que des évaluations des risques de rejets importants hors du site exigeant une intervention lors site à bref délai, en particulier dans le cas de rejets associés à une défaillance précoce de l'enceinte de confinement;
- (5) de fournir des évaluations des probabilités concernant l'apparition de dangers externes et leurs conséquences, en particulier pour ceux qui sont propres au site de la centrale;
- (6) de déterminer les systèmes pour lesquels des améliorations de la conception ou des modifications des procédures d'exploitation pourraient réduire les probabilités d'accidents graves ou atténuer leurs conséquences;
- (7) d'évaluer l'adéquation des procédures d'urgence de la centrale; et
- (8) de vérifier le respect des objectifs probabilistes si l'on en a fixé.

6. PRESCRIPTIONS RELATIVES À LA CONCEPTION DES SYSTÈMES DE LA CENTRALE

CŒUR DU RÉACTEUR ET DISPOSITIFS ASSOCIÉS

Conception générale

6.1. Il faut concevoir le cœur du réacteur et les systèmes de refroidissement, de commande et de protection associés en prévoyant des marges appropriées afin que les limites de conception spécifiées ne soient pas dépassées et que les normes de sûreté radiologique soient appliquées dans toutes les conditions de fonctionnement et lors d'accidents de dimensionnement, compte tenu des incertitudes existantes.

6.2. Le cœur du réacteur et les internes associés qui se trouvent à l'intérieur de la cuve du réacteur doivent être conçus et montés de manière à résister aux charges statiques et dynamiques prévues dans les conditions de fonctionnement, lors d'accidents de dimensionnement et lors d'agressions externes dans la mesure nécessaire pour que le réacteur puisse être mis à l'arrêt de manière sûre, maintenu à l'état sous-critique et refroidi.

6.3. Le degré maximum de réactivité positive et son taux maximum d'accroissement par apport dans les conditions de fonctionnement et les accidents de dimensionnement doivent être limités de façon qu'aucune défaillance consécutive de l'enveloppe de pression du réacteur ne se produira, que la capacité de refroidissement sera maintenue et que le cœur du réacteur ne subira aucun dommage important.

6.4. Il faut veiller dans la conception à ce que l'éventualité d'un retour à l'état critique ou d'une excursion de réactivité à la suite d'un EIP soit réduite à un minimum.

6.5. Le cœur du réacteur et les systèmes associés de refroidissement, de commande et de protection doivent être conçus de manière à permettre de procéder à une inspection et à des essais adéquats pendant toute la durée de vie de la centrale.

Éléments et assemblages combustibles

6.6. Les éléments et assemblages combustibles doivent être conçus pour résister de manière satisfaisante à l'irradiation et aux conditions ambiantes prévues dans le cœur du réacteur, ainsi qu'à tous les processus de détérioration qui peuvent se produire en exploitation normale et lors des incidents de fonctionnement prévus.

6.7. Les détériorations envisagées doivent comprendre celles qui résultent d'une dilatation et d'une déformation différentielles, de la pression externe du fluide de refroidissement, de la pression interne supplémentaire due aux produits de fission dans l'élément combustible, de l'irradiation du combustible et des autres matériaux dans l'assemblage combustible, des variations de pression et de température dues aux variations de la demande d'énergie, des effets chimiques, des charges statiques et dynamiques, y compris les vibrations mécaniques et celles qui sont provoquées par l'écoulement du fluide, et de variations du rendement de l'échange de chaleur qui peuvent être dues à des déformations ou à des effets chimiques. Il faut tenir compte des incertitudes dans les données, les calculs et la fabrication.

6.8. Les limites de conception spécifiées pour le combustible, y compris les fuites admissibles de produits de fission, ne doivent pas être dépassées en exploitation normale, et il faut veiller à ce que les conditions de fonctionnement qui peuvent s'établir lors d'incidents de fonctionnement prévus ne provoquent pas de détérioration supplémentaire notable. Les limites de conception doivent restreindre les fuites de produits de fission, qui doivent être aussi faibles que possible.

6.9. Les assemblages combustibles doivent être conçus de manière que leurs structures et leurs composants puissent être inspectés correctement après irradiation. Lors d'accidents de dimensionnement, les éléments combustibles doivent rester en place et ne pas subir une déformation telle que le refroidissement du cœur après un accident ne serait pas assez efficace, et les limites spécifiées pour les éléments combustibles dans le cas des accidents de dimensionnement ne doivent pas être dépassées.

6.10. Les prescriptions ci-dessus concernant la conception des réacteurs et des éléments combustibles doivent en outre être maintenues en cas de modification de la stratégie de gestion du combustible ou des conditions de fonctionnement pendant la durée de vie de la centrale.

Pilotage du cœur du réacteur

6.11. Il doit être satisfait aux dispositions des paragraphes 6.3–6.10 pour tous les niveaux et toutes les distributions du flux neutronique qui peuvent s'établir dans tous les états du cœur, y compris après l'arrêt et pendant ou après un rechargement en combustible, et à la suite d'incidents de fonctionnement prévus et d'accidents de dimensionnement. Des moyens adéquats doivent être prévus pour déterminer ces distributions du flux afin qu'il n'y ait pas de régions du cœur où les dispositions des paragraphes 6.3–6.10 pourraient ne pas être respectées sans que cela soit décelé. Le cœur doit être conçu de façon que le recours au système de commande pour le maintien des formes, des niveaux et de la stabilité du flux dans les limites spécifiées soit suffisamment réduit pour toutes les conditions de fonctionnement.

6.12. Des dispositions doivent être prévues pour l'élimination des substances non radioactives, y compris les produits de corrosion, qui peuvent compromettre la sûreté du système, par exemple en colmatant les canaux de refroidissement.

Arrêt du réacteur

6.13. Des moyens doivent être prévus afin d'assurer la possibilité de mettre le réacteur à l'arrêt dans les conditions de fonctionnement et lors d'accidents de dimensionnement, et de le maintenir à l'arrêt, même dans les conditions les plus réactives du cœur. L'efficacité, la rapidité d'action et les marges d'arrêt des moyens de mise à l'arrêt doivent être telles que les limites spécifiées ne soient pas dépassées. Les moyens de mise à l'arrêt peuvent être utilisés en partie pour la maîtrise de la réactivité et la mise en forme du flux pendant l'exploitation normale en puissance, à condition que la capacité de mise à l'arrêt soit maintenue en permanence avec une marge suffisante.

6.14. Les moyens de mise à l'arrêt de réacteur doivent comprendre au moins deux systèmes différents de manière à être diversifiés.

6.15. L'un au moins des deux systèmes doit pouvoir, à lui seul, ramener rapidement le réacteur des conditions de fonctionnement et des accidents de dimensionnement à un état sous-critique avec une marge adéquate, dans l'hypothèse d'une défaillance unique. Un retour transitoire à l'état critique peut être admis à titre exceptionnel, à condition que les limites spécifiées pour le combustible et les composants ne soient pas dépassées.

6.16. L'un au moins des deux systèmes doit pouvoir, à lui seul, ramener le réacteur à un état sous-critique dans les conditions normales de fonctionnement, lors d'incidents de fonctionnement prévus et d'accidents de dimensionnement et l'y maintenir avec une marge adéquate et une fiabilité élevée, même dans les conditions les plus réactives du cœur.

6.17. Pour juger si les moyens de mise à l'arrêt sont adéquats, il faut prendre en considération les défaillances survenant en un point quelconque de la centrale qui pourraient rendre inopérants une partie des moyens de mise à l'arrêt (telles que la non-insertion d'une barre de commande) ou qui pourraient entraîner une défaillance de cause commune.

6.18. Les moyens de mise à l'arrêt doivent être suffisants pour empêcher des apports involontaires de réactivité pendant l'arrêt, y compris le rechargement en combustible dans cet état, ou pour résister à de tels apports. Pour le respect de cette disposition, il faut tenir compte des actions délibérées qui accroissent la réactivité (comme le déplacement d'un absorbeur aux fins de la maintenance, une dilution de la concentration en bore et des actions de rechargement) et d'une défaillance unique affectant les moyens de mise à l'arrêt.

6.19. Il faut prévoir une instrumentation et spécifier les essais à effectuer pour faire en sorte que les moyens de mise à l'arrêt soient toujours dans l'état stipulé pour la condition considérée de la centrale.

6.20. Pour la conception des dispositifs de maîtrise de la réactivité, il faut tenir compte de l'usure ainsi que des effets de l'irradiation tels que la combustion nucléaire, les modifications des propriétés physiques et la production de gaz.

SYSTÈME DE REFROIDISSEMENT DU RÉACTEUR

Conception du système de refroidissement du réacteur

6.21. Le système de refroidissement du réacteur, ses systèmes auxiliaires et les systèmes de commande et de protection doivent être conçus avec une marge suffisante pour faire en sorte que les conditions de conception de l'enveloppe du circuit primaire ne soient pas dépassées dans les conditions de fonctionnement. Il faut prendre des dispositions pour veiller à ce que le fonctionnement des dispositifs de suppression de pression n'entraîne pas, même lors d'accidents de dimensionnement, des rejets inacceptables de

matières radioactives à partir de la centrale. L'enveloppe du circuit primaire doit être équipée de dispositifs d'isolement adéquats de façon à limiter toute perte de fluide radioactif.

6.22. Les composants contenant le fluide de refroidissement du réacteur, tels que la cuve ou les tubes de force du réacteur, les tuyauteries et leurs raccordements, les vannes, les raccords, les pompes, les soufflantes et les échangeurs de chaleur, ainsi que les dispositifs servant à les fixer, doivent être conçus de manière à résister aux charges statiques et dynamiques prévues dans toutes les conditions de fonctionnement et lors d'accidents de dimensionnement. Les matériaux utilisés dans la fabrication de ces composants doivent être choisis de façon que leur activation soit réduite à un minimum.

6.23. La cuve et les tubes de force des réacteurs doivent être conçus et construits de manière à être d'aussi haute qualité que possible pour ce qui est des matériaux, des normes de conception, de la facilité d'inspection et de la fabrication.

6.24. L'enveloppe de pression du circuit primaire doit être conçue de façon que l'apparition de défauts soit très improbable, et que les défauts éventuels rencontrent des conditions de résistance élevée à la rupture par propagation rapide des fissures, afin que ces défauts puissent être détectés rapidement (par application du concept de fuite avant rupture, par exemple). Il faut éviter les conceptions et les états dans lesquels les composants de l'enveloppe du circuit primaire pourraient être fragilisés.

6.25. La conception doit traduire la prise en considération de tous les états des matériaux de l'enveloppe dans les conditions de fonctionnement, y compris lors de la maintenance et des essais, de même que lors d'accidents de dimensionnement, compte tenu des propriétés prévues en fin de vie à cause de l'érosion, du fluage, de la fatigue, du milieu chimique, du milieu radioactif et du vieillissement, ainsi que de toute incertitude dans la détermination de l'état initial des composants et de la vitesse de détérioration éventuelle.

6.26. Les composants contenus dans l'enveloppe du circuit primaire du réacteur, tels que les roues de pompes et les éléments de vannes, doivent être conçus de façon que la probabilité de défaillance et d'endommagement consécutif d'autres constituants du circuit primaire importants pour la sûreté soit réduite à un minimum dans toutes les conditions de fonctionnement et lors d'accidents de dimensionnement, compte dûment tenu de la détérioration qui peut se produire en service.

Inspection en service de l'enveloppe du circuit primaire

6.27. Les composants de l'enveloppe du circuit primaire doivent être conçus, fabriqués et agencés de manière à permettre, pendant toute la durée de vie de la centrale, de procéder, à des intervalles appropriés, à des inspections et à des essais adéquats de l'enveloppe. Des dispositions doivent être prises en vue de l'application d'un programme de surveillance des matériaux pour l'enveloppe de pression du circuit primaire, en particulier aux endroits où l'irradiation est intense, ainsi que pour d'autres composants importants appropriés, en vue de déterminer les effets métallurgiques de facteurs tels que l'irradiation, la fissuration due à la corrosion sous contrainte, la fragilisation thermique et le vieillissement des matériaux de structure.

6.28. Il faut veiller à ce qu'il soit possible, directement ou indirectement, de procéder à des inspections et à des essais des composants de l'enveloppe du circuit primaire, selon leur importance pour la sûreté, de manière à démontrer qu'ils ne présentent pas de défauts inacceptables ou de détérioration importante pour la sûreté.

6.29. Les indicateurs de l'intégrité de l'enveloppe du circuit primaire (tels que les fuites) doivent être surveillés. Les résultats des mesures de ce genre doivent être pris en considération pour la détermination des inspections à effectuer aux fins de la sûreté.

6.30. Si l'analyse de sûreté de la centrale nucléaire indique que certaines défaillances du circuit secondaire de refroidissement peuvent avoir des conséquences graves, il faut veiller à ce qu'il soit possible d'inspecter les parties correspondantes de ce circuit.

Inventaire du fluide de refroidissement

6.31. Des dispositions doivent être prises en vue du contrôle de l'inventaire et de la pression du fluide de refroidissement de façon que les limites de conception spécifiées ne soient dépassées dans aucune condition de fonctionnement, compte tenu des variations de volume et des fuites. Les systèmes assurant cette fonction doivent avoir une capacité adéquate (débit ou volumes de stockage) pour satisfaire à cette exigence. Ils peuvent être constitués de composants nécessaires aux processus de production d'énergie ou être spécialement prévus pour assurer cette fonction.

Épuration du fluide de refroidissement

6.32. Des installations adéquates doivent être prévues pour éliminer les substances radioactives du fluide de refroidissement, y compris les produits de corrosion activés et les produits de fission qui s'échappent du combustible. Pour la capacité des systèmes requis, il faut se fonder sur la limite de conception relative à la fuite admissible spécifiée pour le combustible avec une marge prudente, de façon que la centrale puisse fonctionner avec un niveau de radioactivité dans les circuits aussi bas que raisonnablement praticable et que les rejets radioactifs satisfassent au principe ALARA et soient dans les limites prescrites.

Évacuation de la chaleur résiduelle du cœur

6.33. Des moyens d'évacuation de la chaleur résiduelle doivent être prévus. Leur fonction de sûreté doit être de transférer la chaleur de décroissance des produits de fission et toute autre chaleur résiduelle du cœur à une vitesse telle que les limites de conception spécifiées pour le combustible et les limites de dimensionnement de l'enveloppe du circuit primaire ne soient pas dépassées.

6.34. Il faut prévoir des interconnexions, des possibilités d'isolement et d'autres caractéristiques de conception appropriées (telle que la détection des fuites) pour satisfaire aux prescriptions du paragraphe 6.33 avec une fiabilité suffisante, dans l'hypothèse d'une défaillance unique et d'une perte de réseau, ainsi qu'une redondance, une diversité et une indépendance appropriées.

Refroidissement de secours du cœur

6.35. Il faut prévoir le refroidissement du cœur en cas d'accident de perte de réfrigérant primaire de manière à réduire le plus possible l'endommagement du combustible et à limiter la fuite de produits de fission de ce dernier. Le refroidissement prévu doit être tel que:

- (1) les paramètres limitatifs pour l'intégrité de la gaine ou du combustible (tels que la température) ne dépasseront pas la valeur acceptable pour les accidents de dimensionnement (pour les filières applicables);
- (2) les réactions chimiques possibles seront limitées à un niveau admissible;
- (3) les altérations du combustible et des structures internes ne réduiront pas sensiblement l'efficacité des moyens de refroidissement de secours du cœur; et
- (4) le refroidissement du cœur sera assuré pendant un temps suffisant.

6.36. Il faut prévoir des caractéristiques de conception (telles que la détection des fuites, des interconnexions appropriées et des possibilités d'isolement) ainsi qu'une redondance et une diversité appropriées dans les composants afin de satisfaire à ces prescriptions avec une fiabilité suffisante pour chaque EIP, dans l'hypothèse d'une défaillance unique.

6.37. Il faut prêter une attention suffisante à l'extension de la capacité d'évacuation de la chaleur du cœur à la suite d'un accident grave.

Inspection et essais du système de refroidissement de secours du cœur

6.38. Le système de refroidissement de secours du cœur doit être conçu de manière à permettre de procéder à une inspection périodique des composants importants, ainsi qu'à des essais périodiques appropriés pour confirmer:

- (1) l'intégrité structurale et l'étanchéité de ses composants;
- (2) la disponibilité et les performances des composants actifs du système en exploitation normale, dans la mesure du possible; et
- (3) la disponibilité de l'ensemble du système dans les états de la centrale spécifiés dans la base de conception, autant que possible.

Transfert de la chaleur à une source froide ultime

6.39. Des systèmes doivent être prévus pour transférer la chaleur résiduelle des structures, systèmes et composants importants pour la sûreté à une source froide ultime. Cette fonction doit être remplie avec une fiabilité très élevée dans les conditions de fonctionnement et lors d'accidents de dimensionnement. Pour la conception de tous les systèmes qui contribuent au transport de la chaleur (en assurant la conduction, en fournissant de l'énergie ou en alimentant en fluides les systèmes de transport de la chaleur), il faut tenir compte de l'importance de leur contribution à la fonction de transfert de la chaleur dans son ensemble.

6.40. La fiabilité des systèmes doit être obtenue par des mesures judicieusement choisies, et notamment par un recours à des composants éprouvés, à la redondance, à la diversité, à la séparation physique, à l'interconnexion et à l'isolement.

6.41. Il faut tenir compte des phénomènes naturels et des agressions d'origine humaine dans la conception des systèmes et dans le choix possible de la

diversité pour les sources froides ultimes et les systèmes de stockage à partir desquels les fluides de refroidissement sont acheminés.

6.42. Il faut accorder l'attention voulue à l'extension de la capacité de transfert de la chaleur résiduelle du cœur à la source froide ultime de façon qu'en cas d'accident grave, des températures acceptables puissent être maintenues dans les structures, systèmes et composants importants pour la fonction de sûreté relative au confinement des matières radioactives.

CONFINEMENT

Conception du confinement

6.43. Il faut prévoir un confinement de façon qu'un rejet éventuel de matières radioactives dans l'environnement lors d'un accident de dimensionnement soit inférieur aux limites prescrites. Ce système peut, selon les prescriptions de conception, comprendre des structures étanches, les systèmes associés pour la maîtrise des pressions et des températures, et des dispositifs pour l'isolement, la gestion et l'évacuation des produits de fission, de l'hydrogène, de l'oxygène et des autres substances qui pourraient être relâchées dans l'atmosphère de l'enceinte de confinement.

6.44. Tous les accidents de dimensionnement recensés doivent être pris en considération dans la conception du confinement. En outre, il faut envisager de prévoir des dispositifs pour atténuer les conséquences de certains accidents graves afin de limiter le rejet de matières radioactives dans l'environnement.

Tenue de l'enceinte de confinement

6.45. La tenue de l'enceinte de confinement, y compris les ouvertures d'accès, les traversées et les vannes d'isolement, doit être calculée avec des marges de sûreté suffisantes sur la base des surpressions, des dépressions et des températures internes potentielles, des effets dynamiques, tels que les impacts de projectiles, et des forces de réaction prévues à la suite d'accidents de dimensionnement. Les effets d'autres sources d'énergie potentielles, tels que, par exemple, les réactions chimiques et radiolytiques possibles, doivent également être pris en considération. Le calcul de la résistance requise de l'enceinte de confinement doit tenir compte des phénomènes naturels et des agressions d'origine humaine, et il faut prendre des dispositions en vue de la surveillance de l'état de l'enceinte de confinement et des dispositifs associés.

6.46. Des dispositions doivent être envisagées en vue du maintien de l'intégrité de l'enceinte de confinement en cas d'accident grave. En particulier, il faut tenir compte des effets de toute combustion de gaz inflammables.

Possibilité de soumettre l'enceinte de confinement à des essais de pression

6.47. L'enceinte de confinement doit être conçue et construite de façon qu'il soit possible de procéder à un essai de pression à une pression spécifiée pour démontrer l'intégrité de la structure avant l'exploitation de la centrale et pendant toute sa durée de vie.

Fuites de l'enceinte de confinement

6.48. L'enceinte de confinement doit être conçue de façon que le taux de fuite maximum prescrit ne soit pas dépassé lors d'accidents de dimensionnement. L'enceinte primaire sous pression peut être partiellement ou totalement entourée par un confinement secondaire permettant de collecter et de rejeter sous contrôle ou d'entreposer les matières qui peuvent fuir de l'enceinte primaire lors d'accidents de dimensionnement.

6.49. L'enceinte de confinement et les autres équipements et composants influant sur l'étanchéité du confinement doivent être conçus et construits de façon que le taux de fuite puisse faire l'objet d'essais à la pression de calcul après installation de toutes les traversées. Le taux de fuite de l'enceinte de confinement doit pouvoir être mesuré périodiquement pendant la durée de vie du réacteur, soit à la pression de calcul de l'enceinte de confinement, soit à des pressions réduites qui permettent d'estimer son taux de fuite à la pression de calcul.

6.50. Il faut accorder l'attention voulue à la capacité de maîtriser toute fuite de matières radioactives de l'enceinte de confinement en cas d'accident grave.

Traversées de l'enceinte de confinement

6.51. Le nombre des traversées de l'enceinte de confinement doit être réduit au minimum possible pour des raisons pratiques.

6.52. Toutes les traversées de l'enceinte de confinement doivent satisfaire aux mêmes prescriptions de conception que l'enceinte elle-même. Elles doivent être protégées contre les forces de réaction résultant du mouvement des

tuyauteries ou les charges accidentelles telles que celles qui sont dues aux projectiles, aux effets de jet et au fouettement de tuyauteries.

6.53. Si les traversées sont munies de joints élastiques (tels que les joints élastomères ou les traversées de câbles électriques) ou de soufflets de dilatation, elles doivent être conçues de façon qu'il soit possible de déterminer leur taux de fuite à la pression de calcul de l'enceinte de confinement, indépendamment de celui de l'ensemble de l'enceinte de confinement, afin de démontrer que leur intégrité sera maintenue pendant la durée de vie de la centrale.

6.54. Il faut accorder l'attention voulue à la capacité des traversées de continuer à remplir leur fonction en cas d'accident grave.

Isolement de l'enceinte de confinement

6.55. Toute canalisation traversant l'enceinte qui fait partie de l'enveloppe du circuit primaire ou qui communique directement avec l'atmosphère de l'enceinte de confinement doit pouvoir être obturable automatiquement et de manière fiable en cas d'accident de dimensionnement au cours duquel l'étanchéité de l'enceinte de confinement est essentielle pour empêcher des rejets radioactifs dans l'environnement qui soient supérieurs aux limites prescrites. Ces canalisations doivent être munies d'au moins deux vannes d'isolement adéquates placées en série (l'une étant normalement à l'extérieur de l'enceinte de confinement et l'autre à l'intérieur, mais d'autres agencements peuvent être acceptables suivant la conception), et chaque vanne doit pouvoir être commandée de façon fiable et indépendante. Les vannes d'isolement doivent être situées aussi près que possible de l'enceinte de confinement. L'isolement de l'enceinte de confinement doit pouvoir être assuré dans l'hypothèse d'une défaillance unique. Si la mise en œuvre de cette exigence réduit la fiabilité d'un système de sûreté qui traverse l'enceinte de confinement, d'autres méthodes d'isolement peuvent être utilisées.

6.56. Toute canalisation traversant l'enceinte de confinement primaire du réacteur qui ne fait pas partie de l'enveloppe du circuit primaire ou qui ne communique pas directement avec l'atmosphère de l'enceinte doit être munie d'au moins une vanne d'isolement adéquate. Cette vanne doit être située à l'extérieur de l'enceinte et aussi près que possible de celle-ci.

6.57. Il faut accorder l'attention voulue à la capacité des dispositifs d'isolement de continuer à remplir leur fonction en cas d'accident grave.

Sas de l'enceinte de confinement

6.58. L'accès du personnel à l'enceinte de confinement doit se faire par des sas équipés de portes dont les verrouillages sont interdépendants de façon qu'au moins une des portes soit fermée quand le réacteur est en exploitation et lors d'accidents de dimensionnement. Lorsqu'il est prévu que du personnel puisse y pénétrer pour exercer une surveillance durant certaines opérations à faible puissance, les dispositions à prendre pour assurer la sûreté du personnel doivent être spécifiées dans la conception. Ces exigences doivent s'appliquer également aux sas prévus, le cas échéant, pour le matériel.

6.59. Il faut accorder l'attention voulue à la capacité des sas de l'enceinte de confinement de continuer à remplir leur fonction en cas d'accident grave.

Structures internes de l'enceinte de confinement

6.60. La conception doit prévoir de larges dégagements entre les différents compartiments à l'intérieur de l'enceinte de confinement. Les sections des ouvertures entre les compartiments doivent être dimensionnées de façon à assurer que les différences de pression qui apparaissent durant l'égalisation de la pression lors d'accidents de dimensionnement ne causent pas de dommages aux structures soumises à la pression ou aux autres systèmes importants pour limiter les effets des accidents de dimensionnement.

6.61. Il faut accorder l'attention voulue à la capacité des structures internes de résister aux effets d'un accident grave.

Évacuation de la chaleur de l'enceinte de confinement

6.62. Il doit être possible d'évacuer la chaleur de l'enceinte de confinement du réacteur. La fonction de sûreté consistant à réduire la pression et la température dans l'enceinte de confinement et à les maintenir à des niveaux suffisamment faibles pour être acceptables à la suite de tout rejet accidentel de fluides à haute énergie lors d'un accident de dimensionnement doit être assurée. Le système assurant la fonction d'évacuation de la chaleur de l'enceinte de confinement doit avoir la fiabilité et la redondance voulues pour que cette fonction puisse être remplie dans l'hypothèse d'une défaillance unique.

6.63. Il faut accorder l'attention voulue à la possibilité d'évacuer la chaleur de l'enceinte de confinement en cas d'accident grave.

Contrôle et épuration de l'atmosphère de l'enceinte de confinement

6.64. Des systèmes destinés à contrôler les produits de fission, l'hydrogène, l'oxygène et d'autres substances qui peuvent être relâchées à l'intérieur de l'enceinte de confinement du réacteur doivent être prévus selon que de besoin pour:

- (1) réduire la quantité de produits de fission qui pourrait être rejetée dans l'environnement lors d'accidents de dimensionnement; et
- (2) contrôler la concentration d'hydrogène, d'oxygène et d'autres substances dans l'atmosphère de l'enceinte de confinement lors d'accidents de dimensionnement afin d'empêcher une déflagration ou une détonation qui pourrait compromettre l'intégrité de l'enceinte de confinement.

6.65. Les systèmes d'épuration de l'atmosphère de l'enceinte de confinement doivent posséder une redondance appropriée de leurs composants et dispositifs afin que le groupe de sûreté puisse remplir la fonction de sûreté requise, dans l'hypothèse d'une défaillance unique.

6.66. Il faut accorder l'attention voulue au contrôle des produits de fission, de l'hydrogène et des autres substances qui peuvent être produites ou relâchées lors d'un accident grave.

Recouvrements et revêtements

6.67. Les recouvrements et revêtements des composants et des structures à l'intérieur de l'enceinte de confinement doivent être soigneusement choisis, et leurs méthodes d'application doivent être spécifiées afin d'assurer qu'ils rempliront leurs fonctions de sûreté et de réduire le plus possible les interférences avec d'autres fonctions de sûreté en cas de détérioration des recouvrements et des revêtements.

CONTRÔLE-COMMANDE

Prescriptions générales concernant les systèmes de contrôle-commande importants pour la sûreté

6.68. Une instrumentation doit être prévue pour surveiller les variables et les systèmes de la centrale dans leurs domaines respectifs de fonctionnement en exploitation normale, lors d'incidents de fonctionnement prévus, d'accidents de

dimensionnement et d'accidents graves, de manière à ce qu'il soit possible d'obtenir des informations adéquates sur l'état de la centrale. Il faut prévoir une instrumentation pour mesurer toutes les principales variables qui peuvent influencer sur le processus de fission, sur l'intégrité du cœur du réacteur, sur les systèmes de refroidissement du réacteur et sur l'enceinte de confinement, et pour obtenir toutes les informations sur la centrale qui sont requises pour l'exploiter de manière fiable et sûre. Il faut prévoir des enregistrements automatiques des mesures de tous les paramètres dérivés qui sont importants pour la sûreté, tels que la marge à la saturation de l'eau de refroidissement. L'instrumentation doit être homologuée pour les états de la centrale concernés et doit permettre de mesurer les paramètres de la centrale et donc de classer les événements aux fins d'une intervention d'urgence.

6.69. Il faut prévoir une instrumentation et du matériel d'enregistrement afin d'assurer que l'on disposera des informations indispensables pour surveiller le déroulement d'accidents de dimensionnement et l'état des équipements essentiels et pour prévoir, autant qu'il est nécessaire pour la sûreté, en quels endroits et en quelles quantités pourraient se trouver des substances radioactives échappées de leurs emplacements prévus à la conception. L'instrumentation et le matériel d'enregistrement doivent être aptes à fournir des informations, autant qu'il est possible, pour la détermination de l'état de la centrale lors d'un accident grave et pour la prise de décisions concernant la gestion des accidents.

6.70. Des commandes appropriées et fiables doivent être prévues pour maintenir les variables visées au paragraphe 6.68 à l'intérieur des domaines de fonctionnement spécifiés.

Salle de commande

6.71. Il faut prévoir une salle de commande d'où la centrale peut être conduite de manière sûre dans toutes ses conditions de fonctionnement, et d'où des mesures peuvent être prises pour maintenir la centrale dans un état sûr ou la ramener à cet état après le déclenchement d'incidents de fonctionnement prévus, d'accidents de dimensionnement et d'accidents graves. Il faut prendre des mesures appropriées et fournir des informations adéquates pour protéger les occupants de la salle de commande contre les dangers qui en résultent, tels que des niveaux de rayonnement excessifs dus à des conditions accidentelles ou le relâchement de matières radioactives ou de gaz explosifs ou toxiques, qui pourraient entraver les actions requises de l'opérateur.

6.72. Une attention particulière doit être accordée à la détermination des agressions tant internes qu'externes à la salle de commande, qui peuvent constituer une menace directe pour la poursuite de son utilisation, et des mesures raisonnablement pratiques doivent être prévues dans la conception pour réduire le plus possible les effets de ces agressions.

6.73. La disposition de l'instrumentation et la façon dont les informations sont présentées doivent donner au personnel d'exploitation une vue d'ensemble adéquate de l'état et du fonctionnement de la centrale. Il faut veiller à l'ergonomie de la salle de commande lors de sa conception.

6.74. Des dispositifs doivent être prévus pour donner des indications visuelles et, s'il y a lieu, acoustiques sur les conditions et les processus d'exploitation qui se sont écartés de la normale et qui pourraient affecter la sûreté.

Salle de commande supplémentaire

6.75. Une instrumentation et un matériel de commande suffisants doivent être disponibles, de préférence en un point unique (salle de commande supplémentaire) physiquement et électriquement séparé de la salle de commande, afin que l'on puisse mettre et maintenir le réacteur à l'arrêt, évacuer la chaleur résiduelle et surveiller les variables essentielles de la centrale au cas où il ne serait plus possible d'assurer ces fonctions de sûreté essentielles dans la salle de commande.

Emploi de systèmes informatisés dans les systèmes de sûreté

6.76. Si la conception est telle qu'un système important pour la sûreté est tributaire du fonctionnement fiable d'un système informatisé, il faut définir des normes et des pratiques appropriées pour le développement et l'essai du matériel et du logiciel informatiques et les appliquer pendant toute la durée du cycle de vie du système, et en particulier du cycle de développement du logiciel. L'ensemble du processus de développement doit faire l'objet d'un programme approprié d'assurance de la qualité.

6.77. Le niveau de fiabilité requis doit être à la mesure de l'importance du système pour la sûreté. Il doit être obtenu grâce à une stratégie globale faisant appel à divers moyens complémentaires (y compris un régime efficace d'analyse et d'essai) à chaque phase du développement du procédé, ainsi qu'à une stratégie de validation pour confirmer qu'il a été satisfait aux exigences de conception pour le système.

6.78. Le niveau de fiabilité pris comme hypothèse dans l'analyse de sûreté pour un système informatisé doit comporter une marge de prudence spécifiée pour compenser la complexité inhérente à cette technologie et la difficulté qui en résulte pour l'analyse.

Commande automatique

6.79. Diverses actions de sûreté doivent être automatisées de façon qu'une action de l'opérateur ne soit pas nécessaire avant qu'un délai justifié ne se soit écoulé à partir du déclenchement d'incidents de fonctionnement prévus ou d'accidents de dimensionnement. En outre, des informations appropriées doivent être à la disposition de l'opérateur afin qu'il puisse surveiller les effets des actions automatiques.

Fonctions du système de protection

6.80. Le système de protection doit être conçu de façon:

- (1) à faire fonctionner automatiquement les systèmes appropriés, y compris, s'il y a lieu, les systèmes d'arrêt du réacteur, de sorte que les limites de conception spécifiées ne soient pas dépassées à la suite d'incidents de fonctionnement prévus;
- (2) à détecter les accidents de dimensionnement et à faire fonctionner les systèmes requis pour maintenir les conséquences de ces accidents dans les limites de la base de conception; et
- (3) à être capable de compenser les actions non sûres du système de commande.

Fiabilité et possibilité d'essai du système de protection

6.81. Le système de protection doit être conçu de manière à présenter une grande fiabilité fonctionnelle et à pouvoir être essayé périodiquement dans une mesure en rapport avec l'importance de la (des) fonction(s) de sûreté à remplir. La redondance et l'indépendance prévues à la conception du système de protection doivent être suffisantes pour assurer au moins:

- (1) qu'aucune défaillance unique n'entraîne la perte de la fonction de protection; et

- (2) que la mise hors service d'un composant ou d'une voie quelconque n'entraîne pas la perte de la redondance minimum requise, à moins que l'on puisse démontrer d'une autre manière que la fiabilité de fonctionnement du système de protection est acceptable.

6.82. Le système de protection doit être conçu de façon que les effets de l'exploitation normale, d'incidents de fonctionnement prévus et d'accidents de dimensionnement sur des voies redondantes n'entraînent pas une perte de sa fonction, sinon il faut démontrer que ladite perte est acceptable sur d'autres bases. La conception doit faire appel autant que possible à des techniques telles que la facilité d'essai avec possibilité d'autodiagnostic si nécessaire, le comportement sûr après défaillance, la diversité fonctionnelle et la diversité dans la conception des composants ou dans les principes de fonctionnement afin de prévenir la perte d'une fonction de protection.

6.83. A moins qu'une fiabilité adéquate ne soit obtenue par d'autres moyens, le système de protection doit être conçu de manière à permettre de procéder à des essais périodiques de son fonctionnement pendant la marche du réacteur, y compris d'effectuer séparément des essais des voies afin de détecter les défaillances et les pertes de redondance qui ont pu se produire. La conception doit permettre de tester en marche tous les aspects de la fonctionnalité, depuis le capteur jusqu'au signal d'entrée dans l'actionneur final.

6.84. La conception doit être de nature à réduire le plus possible la probabilité qu'une action de l'opérateur rende le système de protection inopérant en exploitation normale et lors d'incidents de fonctionnement prévus, mais non à annuler les actions correctes de l'opérateur lors d'accidents de dimensionnement.

Emploi de systèmes informatisés pour la protection

6.85. Quand on a l'intention d'utiliser un système informatisé dans un système de protection, les exigences énoncées aux paragraphes 6.76–6.78 doivent être complétées par celles qui suivent:

- (1) le matériel et le logiciel doivent être de la plus haute qualité possible et correspondre aux meilleures pratiques;
- (2) l'ensemble du processus de développement, y compris le contrôle, les essais et la mise en service des modifications de la conception, doit être consigné systématiquement dans des documents et pouvoir être examiné;

- (3) afin de confirmer que l'on peut avoir confiance dans la fiabilité des systèmes informatisés, il faut faire évaluer ces derniers par des spécialistes indépendants des concepteurs et des fournisseurs; et
- (4) lorsque l'intégrité requise du système ne peut pas être démontrée avec un degré de confiance élevé, il faut prévoir une diversification des moyens permettant d'assurer les fonctions de protection.

Séparation des systèmes de protection et de commande

6.86. Il faut empêcher toute interférence entre le système de protection et les systèmes de commande en évitant les interconnexions ou grâce à un isolement fonctionnel approprié. Si des signaux sont utilisés conjointement par le système de protection et un système de commande quelconque, une séparation appropriée (au moyen par exemple d'un découplage adéquat) doit être assurée, et il faut démontrer que toutes les exigences de sûreté énoncées aux paragraphes 6.80–6.85 sont respectées.

LOCAL TECHNIQUE DE CRISE

6.87. Un local technique de crise, séparé de la salle de commande, doit être prévu sur le site pour servir de lieu de réunion à l'équipe de crise qui interviendra à partir de là en cas d'urgence. Il faudrait y disposer d'informations sur les paramètres importants de la centrale et sur la situation radiologique dans la centrale et dans ses environs immédiats. Le local devrait offrir des moyens de communication avec la salle de commande, la salle de commande supplémentaire, avec d'autres points importants de la centrale et avec les organismes d'intervention sur le site et à l'extérieur du site. Des mesures appropriées doivent être prises afin de protéger les occupants pendant une période prolongée contre les dangers résultant d'un accident grave.

ALIMENTATION ÉLECTRIQUE DE SECOURS

6.88. À la suite de certains EIP, divers systèmes et composants importants pour la sûreté nécessiteront une alimentation électrique de secours. Il faut veiller à ce que cette alimentation soit capable de fournir l'énergie nécessaire dans toutes les conditions de fonctionnement ou lors d'un accident de dimensionnement, dans l'hypothèse d'une perte simultanée de réseau. Les besoins en énergie dépendront de la nature de l'EIP, et la nature des actions de sûreté à accomplir se reflétera dans le choix des moyens pour chaque action,

par exemple en ce qui concerne le nombre, la disponibilité, la durée, la capacité et la continuité.

6.89. La combinaison de moyens prévue pour assurer l'alimentation électrique de secours (turbine à eau, à vapeur ou à gaz, moteurs diesel ou accumulateurs, par exemple) doit posséder une fiabilité et revêtir une forme qui soient compatibles avec toutes les exigences des systèmes de sûreté à alimenter, et doit remplir ses fonctions dans l'hypothèse d'une défaillance unique. Il doit être possible de tester la capacité fonctionnelle de l'alimentation électrique de secours.

SYSTÈMES DE TRAITEMENT ET DE MAÎTRISE DES DÉCHETS

6.90. Des systèmes adéquats doivent être prévus pour traiter les effluents radioactifs liquides et gazeux afin de maintenir les quantités et les concentrations des rejets radioactifs dans les limites prescrites. Le principe ALARA doit être appliqué.

6.91. Des systèmes adéquats doivent être prévus pour la manutention des déchets radioactifs et pour leur entreposage sur le site de manière sûre pendant une période compatible avec l'existence de possibilités de stockage définitif sur le site. Le transport de déchets solides hors du site doit s'effectuer conformément aux décisions des autorités compétentes.

Maîtrise des rejets de liquides radioactifs dans l'environnement

6.92. La centrale doit comporter des moyens appropriés pour maîtriser le rejet de liquides radioactifs dans l'environnement de manière à respecter le principe ALARA et à faire en sorte que les émissions et les concentrations restent dans les limites prescrites.

Maîtrise de la concentration des matières radioactives en suspension dans l'air

6.93. Un système de ventilation muni d'un système de filtration approprié doit être prévu afin:

- (1) d'empêcher une dispersion inacceptable de substances radioactives en suspension dans l'air à l'intérieur de la centrale;

- (2) de ramener la concentration des substances radioactives en suspension dans l'air à des niveaux compatibles avec les exigences d'accès à la zone considérée;
- (3) de maintenir la concentration des substances radioactives en suspension dans l'air en dessous des limites prescrites, le principe ALARA étant appliqué en exploitation normale, lors d'incidents de fonctionnement prévus et lors d'accidents de dimensionnement; et
- (4) de ventiler les salles contenant des gaz inertes ou nocifs sans compromettre la possibilité de maîtriser les rejets radioactifs.

Maîtrise des rejets de matières radioactives gazeuses dans l'environnement

6.94. Un système de ventilation muni d'un système de filtration approprié doit être prévu pour maîtriser le rejet dans l'environnement de substances radioactives en suspension dans l'air et pour faire en sorte qu'il soit conforme au principe ALARA et reste dans les limites prescrites.

6.95. Les systèmes de filtration doivent être suffisamment fiables et conçus de façon que dans les conditions ambiantes prévues, les facteurs de rétention requis soient atteints. Leur conception doit permettre de tester leur efficacité.

SYSTEMES DE MANUTENTION ET D'ENTREPOSAGE DU COMBUSTIBLE

Manutention et entreposage du combustible non irradié

6.96. Les systèmes de manutention et d'entreposage du combustible non irradié doivent être conçus de façon:

- (1) à empêcher une criticité avec la marge spécifiée par des moyens ou procédés physiques, de préférence en ayant recours à des configurations géométriquement sûres, même dans des états de modération optimale de la centrale;
- (2) à permettre une maintenance, des inspections périodiques et des essais des composants importants pour la sûreté; et
- (3) à réduire à un minimum la probabilité de perte ou d'endommagement du combustible.

Manutention et entreposage du combustible irradié

6.97. Les systèmes de manutention et d'entreposage du combustible irradié doivent être conçus de façon:

- (1) à prévenir une criticité par des moyens ou procédés physiques, de préférence en ayant recours à des configurations géométriquement sûres, même dans les états de modération optimale de la centrale;
- (2) à permettre une évacuation adéquate de la chaleur dans les conditions de fonctionnement et lors d'accidents de dimensionnement;
- (3) à permettre d'inspecter le combustible irradié;
- (4) à permettre des inspections et des essais périodiques appropriés des composants importants pour la sûreté;
- (5) à empêcher toute chute du combustible utilisé en transit;
- (6) à empêcher toute contrainte inacceptable sur les éléments ou assemblages combustibles pendant la manutention;
- (7) à empêcher toute chute sur les assemblages combustibles d'objets lourds, tels que châteaux de transport, ponts roulants ou autres objets susceptibles de les endommager;
- (8) à permettre d'entreposer de manière sûre les éléments ou assemblages combustibles suspects ou endommagés;
- (9) à offrir des moyens de radioprotection appropriés;
- (10) à identifier convenablement les différents modules de combustible;
- (11) à contrôler les niveaux du poison soluble si on en utilise aux fins de la sûreté-criticité;
- (12) à faciliter la maintenance et le déclassement des installations d'entreposage et de manutention du combustible;
- (13) à faciliter la décontamination des zones de manutention et d'entreposage du combustible ainsi que des équipements si besoin est; et
- (14) à permettre d'appliquer des procédures adéquates de conduite et de comptabilisation afin d'empêcher toute perte de combustible.

6.98. Dans le cas des réacteurs utilisant une piscine pour l'entreposage du combustible, la conception doit prévoir:

- (1) des moyens de contrôler la chimie et l'activité de toute eau dans laquelle du combustible irradié est manutentionné ou entreposé;
- (2) des moyens de surveiller et de contrôler le niveau de l'eau dans la piscine d'entreposage du combustible ainsi que de détecter les fuites; et
- (3) des moyens d'empêcher la vidange de la piscine en cas de rupture de tuyauterie (c'est-à-dire des mesures antisiphon).

RADIOPROTECTION³

Prescriptions générales

6.99. La protection radiologique vise à empêcher toute exposition évitable aux rayonnements et à maintenir toutes celles qui sont inévitables à un niveau aussi bas que raisonnablement possible. Cet objectif doit être atteint dans la conception:

- (1) en prévoyant une implantation et un blindage appropriés des structures, systèmes et composants qui contiennent des matières radioactives;
- (2) en veillant à concevoir la centrale et les équipements de manière à réduire le plus possible le nombre et la durée des activités humaines dans les champs de rayonnement et à réduire la probabilité de contamination du personnel affecté au site;
- (3) en prévoyant des dispositions pour traiter les matières radioactives sous une forme et dans un état appropriés en vue de leur stockage définitif, de leur entreposage sur le site ou de leur évacuation hors du site; et
- (4) en prenant des dispositions pour réduire la quantité et la concentration des matières radioactives produites et dispersées à l'intérieur de la centrale ou rejetées dans l'environnement.

6.100. Il faut tenir pleinement compte de l'éventualité d'une élévation des niveaux de rayonnement avec le temps dans les zones occupées par le personnel, ainsi que de la nécessité de réduire à un minimum la production de matières radioactives sous forme de déchets.

Conception du point de vue de la radioprotection

6.101. Dans la conception et l'aménagement de la centrale, il faut prendre des dispositions en vue de réduire le plus possible l'exposition et la contamination dues à toutes les sources. Il faut notamment prévoir une conception des structures, systèmes et composants propre à réduire l'exposition à un minimum lors des tâches de maintenance et d'inspection, une protection contre le rayonnement direct et diffusé, une ventilation et une filtration pour maîtriser les concentrations de matières radioactives en suspension dans l'air, une limitation de l'activation des produits de corrosion grâce à une spécification

³ Pour plus de détails, voir la réf. [6].

appropriée des matériaux, des moyens de surveillance, un contrôle des accès à la centrale et des installations appropriées de décontamination.

6.102. La conception des blindages doit être telle que les niveaux de rayonnement dans les zones de travail ne dépassent pas les limites prescrites et elle doit faciliter la maintenance et les inspections de manière à réduire le plus possible l'exposition du personnel qui en est chargé. Le principe ALARA doit être appliqué.

6.103. L'aménagement et les procédures de la centrale doivent permettre de contrôler l'accès aux zones de rayonnements et de contamination potentielle et de réduire à un minimum la contamination due aux mouvements de matières radioactives et de personnel dans la centrale. L'aménagement de la centrale doit assurer une exploitation, une inspection et une maintenance (y compris le remplacement d'éléments) efficaces, compte tenu de la nécessité de réduire à un minimum l'exposition aux rayonnements.

6.104. Il faut prévoir des installations de décontamination appropriées aussi bien pour le personnel que pour les équipements ainsi que des moyens de manutention pour les déchets radioactifs résultant d'activités de décontamination.

Moyens de surveillance des rayonnements

6.105. Il faut prévoir les équipements ci-après pour assurer une surveillance adéquate des rayonnements dans les conditions de fonctionnement, lors d'accidents de dimensionnement et, autant que possible, lors d'accidents graves:

- (1) Des débitmètres fixes doivent être prévus pour surveiller les débits de dose locaux aux emplacements où se tiennent couramment des agents de conduite et là où les variations des niveaux de rayonnement en exploitation normale ou lors d'incidents de fonctionnement prévus peuvent être telles que l'accès doit être limité pendant certaines périodes. Des débitmètres fixes doivent en outre être installés dans des endroits appropriés pour indiquer le niveau général de rayonnement en cas d'accident de dimensionnement et, autant que possible, d'accident grave. Ces appareils doivent donner des informations suffisantes à la salle de commande ou au poste de commande approprié pour que le personnel de la centrale puisse entreprendre des actions correctives si besoin est.

- (2) Des détecteurs doivent être prévus pour mesurer l'activité des substances radioactives présentes dans l'atmosphère dans les zones où se tient couramment le personnel et là où l'on peut prévoir que les niveaux d'activité des matières en suspension dans l'air seront parfois tels qu'ils exigeront des mesures de protection. S'ils décèlent une concentration élevée de radionucléides, ces systèmes doivent le signaler à la salle de commande ou à d'autres emplacements appropriés.
- (3) Des équipements fixes et des installations de laboratoire doivent être prévus pour déterminer en temps voulu la concentration de certains radionucléides dans les systèmes de traitement des fluides, le cas échéant, et dans des échantillons de gaz et de liquides prélevés dans les systèmes de la centrale ou dans l'environnement, dans les conditions de fonctionnement et dans des conditions accidentelles.
- (4) Des équipements fixes doivent être prévus pour surveiller les effluents avant ou pendant leur rejet dans l'environnement.
- (5) Des appareils doivent être prévus pour mesurer la contamination radioactive des surfaces.
- (6) Des installations doivent être prévues pour le contrôle des doses individuelles et de la contamination du personnel.

6.106. Indépendamment de la surveillance à l'intérieur de la centrale, il faut en outre prendre des dispositions pour déterminer les incidences radiologiques éventuelles au voisinage de la centrale, pour ce qui est en particulier:

- (1) des voies de transfert à la population humaine, y compris la chaîne alimentaire;
- (2) de l'incidence radiologique éventuelle sur les écosystèmes locaux;
- (3) de l'accumulation possible de matières radioactives dans le milieu physique; et
- (4) des voies potentielles de rejet non autorisées.

Appendice I

ÉVÉNEMENTS INITIATEURS POSTULÉS

I.1. Le présent appendice donne des précisions sur la définition et sur l'application du concept d'événement initiateur postulé (EIP).

I.2. On entend par EIP un événement identifié pendant la conception comme pouvant entraîner des incidents de fonctionnement prévus ou des conditions accidentelles. Un EIP n'est donc pas lui-même un accident; c'est l'événement qui est à l'origine d'une séquence et qui entraîne un incident de fonctionnement, un accident de dimensionnement ou un accident grave selon les défaillances supplémentaires qui se produisent. On peut en donner comme exemples typiques les défaillances de matériel (y compris les ruptures de tuyauterie), les erreurs humaines, les agressions d'origine humaine et les agressions d'origine naturelle.

I.3. Un EIP peut avoir des conséquences mineures comme dans le cas de la défaillance d'un composant redondant, ou des conséquences graves comme dans celui de la rupture d'une grosse tuyauterie du circuit primaire. Un objectif majeur de la conception est d'aboutir à des caractéristiques de la centrale qui garantissent que la majorité des EIP auront des conséquences mineures, voire insignifiantes, et que si les autres aboutissent à des accidents de dimensionnement, les conséquences seront acceptables, et s'ils aboutissent à des accidents graves, les conséquences seront limitées grâce aux caractéristiques de conception et à la gestion des accidents.

I.4. Il faut postuler toute une série d'événements pour s'assurer que tous les événements plausibles pouvant avoir des conséquences graves et une probabilité significative ont été prévus et que la conception de la centrale permet d'y faire face. Il n'y a pas de critères rigides régissant le choix des EIP; on procède plutôt par itération entre la conception et l'analyse, combinée à des jugements techniques et aux enseignements tirés de la conception et de l'exploitation de centrales nucléaires antérieures. L'exclusion d'une séquence d'événements particulière doit être justifiée.

I.5. Le nombre d'EIP à retenir aux fins de la définition des exigences de fonctionnement relatives aux constituants importants pour la sûreté et de l'évaluation globale de la sûreté de la centrale devrait être limité de façon que le travail soit réalisable, et pour ce faire, on restreint l'analyse détaillée à un

certain nombre de séquences d'événements représentatives⁴. Les séquences d'événements représentatives déterminent des cas enveloppe et servent de base pour les limites numériques de conception relatives aux structures, systèmes et composants importants pour la sûreté.

I.6. Certains EIP peuvent être spécifiés de manière déterministe sur la base de divers facteurs tels que les enseignements tirés de centrales précédentes, les prescriptions particulières des organismes nationaux chargés de la délivrance des autorisations ou, le cas échéant, l'ampleur des conséquences potentielles. D'autres EIP peuvent être spécifiés au moyen de méthodes systématiques telles que l'analyse probabiliste, parce que les caractéristiques particulières de la conception, l'emplacement de la centrale ou l'expérience d'exploitation permettent de quantifier leurs caractéristiques en termes probabilistes.

TYPES D'EIP

Agressions internes

Défaillances d'équipements

I.7. Les événements initiateurs peuvent être des défaillances d'équipements isolées qui pourraient, directement ou indirectement, affecter la sûreté de la centrale. La liste de ces événements est suffisamment représentative de toutes les défaillances plausibles des systèmes et composants de la centrale.

I.8. Les types de défaillance à considérer dépendent de la nature du système ou du composant en question. On entend par défaillance, au sens le plus large, la perte de la capacité du système ou du composant à remplir sa fonction, ou le fait qu'il remplisse une fonction inopportune. La défaillance d'un tuyau peut être par exemple une fuite, une rupture ou l'obstruction d'un circuit. Dans le cas d'un composant actif, tel qu'une vanne, il peut s'agir de sa non-ouverture ou non-fermeture au moment voulu, de son ouverture ou de sa fermeture sans nécessité, ou encore de son ouverture ou de sa fermeture incomplète ou à la mauvaise vitesse. Dans le cas d'un dispositif tel qu'un transducteur d'instrumentation, la défaillance peut prendre la forme d'une erreur hors

⁴ L'expression «séquence d'événements» désigne la combinaison d'un EIP et des actions ultérieures de l'opérateur ou des constituants importants pour la sûreté.

tolérances, d'une sortie nulle, d'une sortie maximale constante ou d'une sortie erratique, ou d'une combinaison de ces éventualités.

I.9. Avec l'utilisation croissante de systèmes informatisés dans les applications de sûreté et les applications critiques pour la sûreté, une défaillance d'équipements ou une erreur de logiciel peuvent aboutir à des actions de commande significatives; cette possibilité devrait être prise en compte.

Erreur humaine

I.10. Dans de nombreux cas, les conséquences d'erreurs humaines seront analogues à celles des défaillances de composants. Les erreurs humaines peuvent aller d'opérations d'entretien défectueuses ou incomplètes à des réglages incorrects des valeurs limites d'un équipement de commande, ou à des fausses manœuvres ou des erreurs par omission des opérateurs.

Autres agressions internes

I.11. Les incendies, les explosions et les inondations d'origine interne sont également susceptibles d'avoir des effets importants sur la sûreté de fonctionnement de la centrale et sont normalement pris en compte lors de l'établissement de la liste d'EIP.

Agressions externes

I.12. Des exemples d'agressions externes et de détermination des données à inclure dans la base de conception de la centrale sont donnés dans le Code pour la sûreté des centrales nucléaires : Choix des sites (collection Sécurité n° 50-C-S (Rev.1) [5]) et dans les guides de sûreté qui l'accompagnent. Ces événements contraignent généralement à concevoir les constituants des centrales en fonction de charges additionnelles du type vibrations, impact et onde de choc.

I.13. Si la probabilité de défaillance d'une structure, d'un système ou d'un composant important pour la sûreté résultant de phénomènes naturels ou d'agressions externes d'origine humaine peut être supposée assez faible pour être acceptable du fait d'une conception et d'une construction appropriées, il n'est pas nécessaire que la défaillance causée par cet événement soit incluse dans la base de conception de la centrale.

Combinaisons d'événements

I.14. Lorsque l'on combine des événements isolés pour l'analyse des accidents, il faut veiller à ce que la combinaison considérée soit justifiée. Une combinaison aléatoire d'événements peut représenter un scénario hautement improbable, dont l'analyse probabiliste de sûreté devrait montrer qu'il est suffisamment rare pour être écarté plutôt que considéré comme un accident postulé. Dans l'analyse probabiliste de sûreté, on adopte, pour les accidents graves, une démarche reposant sur une analyse de type «meilleure estimation», alors que pour les accidents postulés, dont la probabilité est relativement plus grande, la démarche analytique devrait être marquée par la prudence.

I.15. Pour déterminer les événements qu'il convient de combiner, on a intérêt à distinguer trois périodes:

- Une période longue précédant l'événement considéré;
- Une période courte comprenant l'événement et ses effets à terme rapproché;
- La période de rétablissement des conditions normales après l'événement.

I.16. On peut supposer qu'un événement qui se produit pendant la période longue a été corrigé avant qu'un autre événement ne se produise si les dispositions voulues pour permettre son identification ont été intégrées à la conception de la centrale et si le temps nécessaire pour l'action corrective est bref. En pareil cas, il n'y a pas lieu d'envisager des combinaisons d'événements de ce genre.

I.17. Pour la période courte (dont la durée s'exprime généralement en heures), les probabilités d'apparition prévues des différents événements peuvent être telles qu'une combinaison aléatoire serait considérée comme un scénario non plausible.

I.18. Pour la période de rétablissement des conditions normales après l'événement (plusieurs jours ou davantage), il peut y avoir lieu de prendre en compte des événements supplémentaires, selon la durée de la période en question et selon la probabilité prévue des événements. Pour cette période, il peut être réaliste d'admettre que la gravité d'un événement à inclure dans une combinaison est moindre qu'on ne devrait le supposer pour un événement de même nature considéré sur une période de temps correspondant à toute la durée de vie de la centrale. Dans le cas par exemple de la période de rétablissement pour un accident de perte de réfrigérant primaire, s'il est

La présente publication a été remplacée par la publication suivante : SSR-2/1 (Rev. 1).

nécessaire d'envisager une combinaison aléatoire avec un séisme, on pourrait considérer que sa gravité est moindre que celle du séisme de référence pour la centrale.

Appendice II

REDONDANCE, DIVERSITÉ ET INDÉPENDANCE

II.1. Le présent appendice décrit plusieurs mesures de conception qui peuvent être employées, au besoin en combinaison, pour obtenir et maintenir la fiabilité requise selon l'importance des fonctions de sûreté qui doivent être remplies aux niveaux correspondants de défense en profondeur.

II.2. Bien que l'on ne puisse pas assigner d'objectifs quantitatifs universels aux différentes exigences de fiabilité pour chaque niveau de défense en profondeur, on devrait mettre surtout l'accent sur le premier niveau. Cela est conforme aussi à l'objectif de l'organisme exploitant qui vise à obtenir de la centrale une disponibilité élevée pour la production d'électricité.

II.3. À titre de recommandation ou de critère d'acceptation convenu avec l'organisme de réglementation, des limites supérieures d'indisponibilité pour certains systèmes de sûreté peuvent être établies afin de garantir la fiabilité requise pour l'accomplissement des fonctions de sûreté.

DÉFAILLANCES DE CAUSE COMMUNE

II.4. Il peut arriver qu'un certain nombre de dispositifs ou de composants soient défectueux pour remplir leurs fonctions du fait d'un événement ou d'une cause spécifique unique. Ces défaillances peuvent toucher simultanément plusieurs constituants importants pour la sûreté. L'événement ou la cause peut être un défaut de conception ou de fabrication, une erreur de conduite ou d'entretien, un phénomène naturel, un événement d'origine humaine ou un effet de cascade involontaire résultant d'une autre opération ou défaillance à l'intérieur de la centrale.

II.5. Des défaillances de cause commune peuvent aussi se produire lorsque plusieurs constituants du même type sont défectueux au même moment. Ceci peut être dû à des raisons telles qu'une modification des conditions ambiantes, une saturation de signaux, une erreur répétée de maintenance ou un défaut de conception.

II.6. Des mesures appropriées, telles que le recours à la redondance, à la diversité et à l'indépendance, sont prises autant que possible au stade de la

conception pour réduire le plus possible les effets des défaillances de cause commune.

REDONDANCE

II.7. La redondance, consistant à employer plus que le nombre minimum d'ensembles d'équipements pour accomplir une fonction de sûreté donnée, est un principe de conception qui est important pour parvenir à un haut degré de fiabilité des systèmes importants pour la sûreté et pour satisfaire au critère de défaillance unique dans le cas des systèmes de sûreté. La redondance permet de tolérer la défaillance ou l'indisponibilité d'au moins un ensemble de matériel sans perte de fonction. Par exemple, trois ou quatre pompes pourraient être prévues pour une fonction particulière quand deux d'entre elles seraient capables de l'assurer. Pour réaliser la redondance, on peut employer des composants identiques ou répondant au principe de diversité.

DIVERSITÉ

II.8. On peut accroître la fiabilité de certains systèmes en appliquant le principe de diversité pour réduire la potentialité de défaillances de cause commune.

II.9. On applique la diversité aux systèmes ou composants redondants qui remplissent la même fonction de sûreté, en incorporant des attributs différents aux systèmes ou composants. Ces attributs peuvent être, par exemple, des principes de fonctionnement différents, des variables physiques différentes, des conditions d'exploitation différentes, ou le fait d'être produits par des fabricants différents.

II.10. Il faudrait s'assurer que toute diversité choisie procurera effectivement l'accroissement voulu de la fiabilité dans le projet réalisé. Par exemple, pour réduire les possibilités de défaillances de cause commune, le concepteur devrait envisager l'application de la diversité dans tous les cas d'analogies dans les matériaux, les composants et les procédés de fabrication, ou d'analogies subtiles dans les principes de fonctionnement ou les dispositifs auxiliaires communs. Si l'on emploie des composants ou systèmes conformes au principe de diversité, il faudrait avoir une assurance raisonnable que de telles adjonctions sont globalement profitables compte tenu des désavantages qui peuvent en résulter, tels que la complication plus grande des procédures de conduite, de maintenance et d'essai ou l'emploi en résultant de matériel de moins grande fiabilité.

INDÉPENDANCE

II.11. On peut accroître la fiabilité des systèmes en appliquant dans la conception les caractéristiques d'indépendance suivantes:

- indépendance entre composants redondants d'un système;
- indépendance entre les composants d'un système et les effets des EIP de sorte, par exemple, qu'un EIP n'entraîne pas la défaillance ou la perte d'un système de sûreté ou d'une fonction de sûreté indispensable pour atténuer les conséquences de l'événement;
- indépendance appropriée entre systèmes ou composants appartenant à des classes de sûreté différentes;
- indépendance entre les constituants qui sont importants pour la sûreté et ceux qui ne le sont pas.

II.12. L'indépendance est obtenue dans la conception des systèmes par l'isolement fonctionnel et la séparation physique.

(1) *Isolement fonctionnel*

On devrait recourir à l'isolement fonctionnel pour réduire la probabilité d'une interaction néfaste entre les équipements et les composants de systèmes redondants ou connectés, due au fonctionnement normal ou anormal ou à la défaillance d'un composant des systèmes.

(2) *Séparation physique et agencement des composants de la centrale*

Un agencement et une conception des systèmes appliquant les principes de la séparation physique doivent être autant que possible retenus pour donner une meilleure assurance que l'indépendance sera réalisée, en particulier vis-à-vis de certaines défaillances de cause commune.

La séparation physique comprend:

- la séparation par la géométrie (distance et orientation, par exemple);
- la séparation par des barrières; ou
- la séparation par une combinaison des deux.

Le choix des moyens de séparation variera selon les EIP envisagés dans la base de conception, par exemple les effets d'incendies, d'explosions chimiques, de chute d'aéronefs, d'impact de projectiles, d'inondations ou d'une température ou d'une humidité extrême.

II.13. Certaines zones de la centrale tendent à constituer des centres naturels de convergence pour des équipements ou des câblages de divers degrés (catégories) d'importance pour la sûreté. Les traversées de l'enceinte de confinement, les centres de commande des moteurs, les salles de câblage, les locaux techniques, les salles de commande et les ordinateurs de commande de processus de la centrale sont des exemples de tels centres de convergence. Des mesures appropriées pour éviter les défaillances de cause commune devraient, autant que possible, être prévues à ces endroits.

RÉFÉRENCES

- [1] AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE, La sûreté des installations nucléaires, collection Sécurité n° 110, AIEA, Vienne (1993).
- [2] GROUPE CONSULTATIF INTERNATIONAL POUR LA SÛRETÉ NUCLÉAIRE, La défense en profondeur en sûreté nucléaire, INSAG-10, AIEA, Vienne (1997).
- [3] INTERNATIONAL NUCLEAR SAFETY ADVISORY GROUP, Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants, 75-INSAG-3 Rev. 1, INSAG-12, IAEA, Vienna (1999).
- [4] AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE, L'assurance de la qualité pour la sûreté des centrales nucléaires et autres installations nucléaires, code et guides de sûreté Q1-Q14, collection Sécurité n° 50-C/SG-Q, AIEA, Vienne (1999).
- [5] AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE, Code pour la sûreté des centrales nucléaires : Choix des sites (collection Sécurité n° 50-C-S (Rev. 1), AIEA, Vienne (1989).
- [6] AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE, AGENCE POUR L'ÉNERGIE NUCLÉAIRE DE L'ORGANISATION DE COOPÉRATION ET DE DÉVELOPPEMENT ÉCONOMIQUES, ORGANISATION DES NATIONS UNIES POUR L'ALIMENTATION ET L'AGRICULTURE, ORGANISATION INTERNATIONALE DU TRAVAIL, ORGANISATION MONDIALE DE LA SANTÉ, ORGANISATION PANAMÉRICAINNE DE LA SANTÉ, Normes fondamentales internationales de protection contre les rayonnements ionisants et de sûreté des sources de rayonnements, collection Sécurité n° 115, AIEA, Vienne (1997).

Annexe

FONCTIONS DE SÛRETÉ POUR LES RÉACTEURS À EAU BOUILLANTE, LES RÉACTEURS À EAU SOUS PRESSION ET LES RÉACTEURS À TUBES DE FORCE

A-1 La présente annexe donne un exemple de subdivision détaillée des trois fonctions fondamentales de sûreté définies au paragraphe 4.6.

A-2. Ces fonctions de sûreté comprennent celles qui sont nécessaires pour prévenir des conditions accidentelles ainsi que pour en atténuer les conséquences. Elles peuvent être remplies en utilisant selon les cas les structures, systèmes ou composants destinés à assurer le fonctionnement normal, à empêcher que les incidents de fonctionnement prévus ne conduisent à des conditions accidentelles ou à atténuer les conséquences de ces conditions.

A-3. Il ressort d'un examen de diverses filières de réacteurs que les prescriptions actuelles en matière de sûreté de la conception peuvent être respectées grâce à des structures, des systèmes ou des composants remplissant les fonctions de sûreté suivantes:

- (1) empêcher des transitoires de réactivité inacceptables;
- (2) maintenir le réacteur à l'état d'arrêt sûr une fois que toutes les actions de mise à l'arrêt ont été effectuées;
- (3) mettre le réacteur à l'arrêt selon que de besoin pour empêcher que les incidents d'exploitation prévus ne débouchent sur des accidents de dimensionnement ou pour atténuer les conséquences de tels accidents;
- (4) maintenir dans le réacteur une quantité de fluide de refroidissement suffisante pour refroidir le cœur pendant et après des conditions accidentelles n'ayant pas entraîné une défaillance de l'enveloppe de pression du circuit primaire;
- (5) maintenir dans le réacteur une quantité de fluide de refroidissement suffisante pour refroidir le cœur pendant et après tout EIP envisagé dans la base de conception;
- (6) évacuer la chaleur du cœur¹ après une défaillance de l'enveloppe du circuit primaire afin de limiter l'endommagement du combustible;

¹ Cette fonction de sûreté s'applique à la première étape du (des) système(s) d'évacuation de la chaleur. L'étape (les étapes) restante(s) est (sont) comprise(s) dans la fonction de sûreté (8).

- (7) évacuer la chaleur résiduelle (voir la note 1) pendant les conditions de fonctionnement appropriées et les conditions accidentelles lorsque l'enveloppe du circuit primaire est intacte;
- (8) transférer la chaleur des autres systèmes de sûreté à la source froide ultime²;
- (9) assurer les services nécessaires (approvisionnement en énergie électrique, pneumatique et hydraulique et en lubrifiant, par exemple) pour appuyer un système de sûreté;
- (10) maintenir une intégrité acceptable du gainage du combustible dans le cœur du réacteur;
- (11) maintenir l'intégrité de l'enveloppe du circuit primaire du réacteur;
- (12) limiter le relâchement de matières radioactives hors de l'enceinte de confinement du réacteur pendant et après un accident;
- (13) limiter la radioexposition du public et du personnel affecté au site pendant et après des accidents de dimensionnement et certains accidents graves donnant lieu à un relâchement de matières radioactives provenant de sources hors de l'enceinte de confinement du réacteur;
- (14) maintenir le rejet ou le relâchement de déchets radioactifs et de matières radioactives en suspension dans l'air en dessous des limites prescrites dans toutes les conditions de fonctionnement;
- (15) maintenir dans la centrale des conditions ambiantes permettant le fonctionnement des systèmes de sûreté et le séjour des membres du personnel nécessaires pour que les opérations importantes pour la sûreté puissent être exécutées;
- (16) maîtriser les rejets radioactifs imputables au combustible irradié transporté ou entreposé sur le site à l'extérieur du système de refroidissement du réacteur, pendant toutes les conditions de fonctionnement;
- (17) évacuer la chaleur de décroissance du combustible irradié entreposé sur le site en dehors du système de refroidissement du réacteur;
- (18) maintenir dans un état suffisamment sous-critique le combustible entreposé sur le site en dehors du système de refroidissement du cœur;
- (19) empêcher qu'une structure, un système ou un composant dont la défaillance porterait atteinte à une fonction de sûreté subisse une telle défaillance ou en limiter les conséquences.

² Cette fonction appuie les autres systèmes de sûreté lorsqu'ils doivent remplir leurs fonctions de sûreté.

La présente publication a été remplacée par la publication suivante : SSR-2/1 (Rev. 1).

A-4. La présente liste de fonctions de sûreté peut servir de référence pour déterminer si une structure, un système ou un composant remplit une ou plusieurs fonctions de sûreté ou y contribue et pour attribuer un degré d'importance approprié aux structures, systèmes et composants qui contribuent aux diverses fonctions de sûreté.

GLOSSAIRE

Accident de dimensionnement. Conditions accidentelles auxquelles une centrale nucléaire est conçue pour résister conformément à des critères de conception spécifiés et dans lesquelles l'endommagement du combustible et le rejet de matières radioactives sont maintenus en dessous des limites autorisées.

Accidents graves. Conditions accidentelles plus graves qu'un accident de dimensionnement qui donnent lieu à une dégradation importante du cœur.

Composant actif. Composant dont le fonctionnement dépend d'un apport d'énergie extérieur (actionnement, mouvement mécanique ou alimentation électrique, par exemple).

Composant passif. Composant dont le fonctionnement ne dépend pas d'un apport d'énergie extérieur (actionnement, mouvement mécanique ou alimentation électrique par exemple).

Conditions accidentelles. Écarts par rapport à l'exploitation normale plus graves que les incidents de fonctionnement prévus, y compris les accidents de dimensionnement et les accidents graves.

Conditions de fonctionnement. Conditions correspondant à l'exploitation normale et aux incidents de fonctionnement prévus.

Constituant important pour la sûreté. Constituant faisant partie d'un groupe de sûreté et/ou dont le mauvais fonctionnement ou la défaillance pourrait entraîner une exposition aux rayonnements du personnel affecté au site ou de personnes du public.

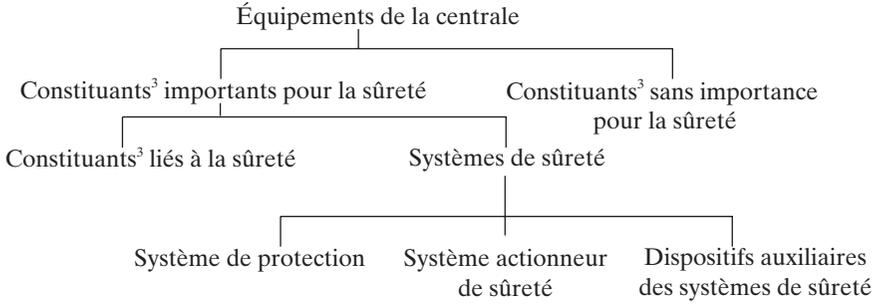
Défaillance de cause commune. Défaillance de plusieurs structures, systèmes ou composants du fait d'un événement ou d'une cause spécifique unique.

Défaillance unique. Défaillance qui rend un composant impropre à remplir sa (ses) fonction(s) de sûreté prévue(s) et toute autre défaillance qui peut en résulter.

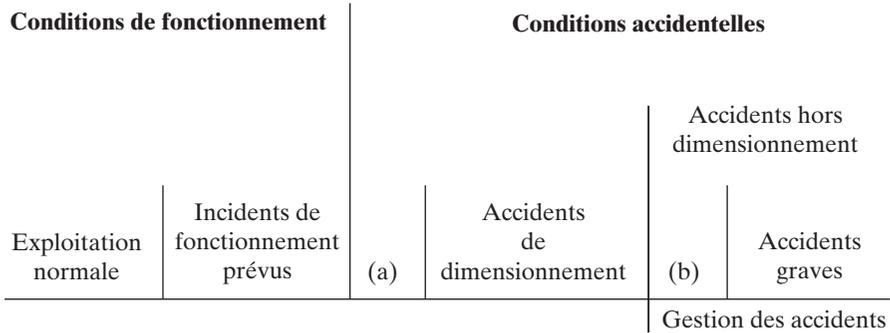
Diversité. Présence de plusieurs composants ou systèmes redondants pour l'accomplissement d'une fonction déterminée, lorsque ces différents

composants ou systèmes possèdent des attributs différents afin de réduire le risque de défaillance de cause commune.

Équipements de la centrale:



États de la centrale:



- (a) Conditions accidentelles qui, sans être explicitement considérées comme des accidents de dimensionnement, sont englobées dans cette catégorie.
- (b) Accidents hors dimensionnement sans dégradation significative du cœur.

Événement initiateur postulé. Événement recensé lors de la conception comme une cause possible d’incident de fonctionnement prévu ou de conditions accidentelles.

³ Dans le présent contexte, un «constituant» est une structure, un système ou un composant.

⁴ Pour des plus amples informations, voir l’appendice 1.

Exploitation normale. Exploitation dans des limites et conditions de fonctionnement spécifiées.

Fonction de sûreté. But particulier à atteindre aux fins de la sûreté.

Gestion des accidents. La gestion des accidents consiste à prendre un ensemble de mesures pendant le déroulement d'un accident hors dimensionnement: - pour empêcher que cet événement ne dégénère en accident grave; - pour atténuer les conséquences d'un accident grave; - pour maintenir un état stable et sûr à long terme.

Groupe de sûreté. Ensemble d'équipements prévus pour accomplir toutes les actions requises si un événement initiateur postulé particulier se produit afin que les limites spécifiées dans la base de conception pour les incidents de fonctionnement prévus et les accidents de dimensionnement ne soient pas dépassées.

Incident de fonctionnement prévu. Écart de fonctionnement par rapport à l'exploitation normale que l'on s'attend à voir survenir au moins une fois pendant la durée de vie de l'installation mais qui, grâce aux dispositions appropriées qui ont été prises lors de la conception, ne cause pas de dommages significatifs à des constituants importants pour la sûreté ou qui ne dégénère pas en conditions accidentelles.

Isolement fonctionnel. Prévention de l'influence du mode de fonctionnement ou d'une défaillance d'un circuit ou système sur un autre.

Points de consigne des systèmes de sûreté. Seuils à partir desquels les dispositifs de protection se déclenchent automatiquement en cas d'incident de fonctionnement prévu ou de condition accidentelle afin d'empêcher le dépassement des limites de sûreté.

Séparation physique. Séparation par la géométrie (distance, orientation, etc.), par des barrières appropriées ou par ces deux moyens à la fois.

Source froide ultime. Milieu auquel la chaleur résiduelle peut toujours être transférée, même si tous les autres moyens permettant d'évacuer la chaleur ne sont plus disponibles ou sont insuffisants.

Système de protection. Système de surveillance de l'exploitation du réacteur qui, lorsqu'il détecte une situation anormale, déclenche

La présente publication a été remplacée par la publication suivante : SSR-2/1 (Rev. 1).

automatiquement des actions visant à empêcher l'apparition d'une situation dangereuse ou potentiellement dangereuse.

Système de sûreté. Système important pour la sûreté destiné à garantir la mise à l'arrêt sûr du réacteur ou l'évacuation de la chaleur résiduelle du cœur, ou à limiter les conséquences des incidents de fonctionnements prévus et des accidents de dimensionnement.

LISTE DES PERSONNES AYANT COLLABORÉ À LA RÉDACTION ET À LA RÉVISION DU TEXTE

Allen, P.	Énergie atomique du Canada Limitée (Canada)
Cowley, J.S.	Her Majesty's Nuclear Installations Inspectorate (Royaume-Uni)
De Munk, P.	Ministère des affaires sociales et de l'emploi (Pays-Bas)
Feron, F.	Division pour la sûreté des installations nucléaires (France)
Foskolos, K.	Institut Paul Scherrer (Suisse)
Frisch, W.	Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit mbH (Allemagne)
Gasparini, M.	Agence internationale de l'énergie atomique
Hardin, W.	Commission de la réglementation nucléaire (États-Unis d'Amérique)
Kavun, O.	Atomenergoprojekt (Fédération de Russie)
Omoto, A.	Compagnie d'électricité de Tokyo (Japon)
Park, D.	Institut de sûreté nucléaire (République de Corée)
Price, E.G.	Énergie atomique du Canada limitée, (Canada)
Simon, M.	Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit mbH (Allemagne)
Tripputi, I.	Ente Nazionale per l'Energia Elettrica (Italie)
Vidard, M.	Électricité de France/Septen (France)

La présente publication a été remplacée par la publication suivante : SSR-2/1 (Rev. 1).

BLANK

ORGANES CONSULTATIFS POUR L'APPROBATION DES NORMES DE SÛRETÉ

Comité consultatif pour les normes de sûreté nucléaire

Allemagne : Wendling, R.D., Sengewein, H., Krüger, W.; *Belgique* : Govaerts, P. (Président); *Brésil* : da Silva, A.J.C.; *Canada* : Wigfull, P.; *Chine* : Lei, Y., Zhao, Y.; *Corée (République de)* : Moon, P.S.H.; *États-Unis d'Amérique* : Morris, B.M.; *Fédération de Russie* : Baklushin, R.P.; *Finlande* : Salminen, P.; *France* : Saint Raymond, P.; *Inde* : Venkat Raj, V.; *Japon* : Tobioka, T.; *Pays-Bas* : de Munk, P., Versteeg, J.; *République tchèque* : Stuller, J.; *Royaume-Uni* : Willby, C., Pape, R.P.; *Suède* : Viktorsson, C., Jende, E.; *AIEA* : Lacey, D.J. (Coordonnateur); *Agence de l'OCDE pour l'énergie nucléaire* : Frescura, G., Royen, J.

Commission consultative pour les normes de sûreté

Allemagne : Hennenhöfer, G., Wendling, R.D.; *Argentine* : Beninson, D.; *Australie* : Lokan, K., Burns, P.; *Canada* : Bishop, A. (Président), Duncan, R.M.; *Chine* : Huang, Q., Zhao, C.; *Corée (République de)* : Lim, Y.K.; *Espagne* : Alonso, A., Trueba, P.; *États-Unis d'Amérique* : Travers, W.D., Callan, L.J., Taylor, J.M.; *France* : Lacoste, A.C., Asty, M.; *Japon* : Sumita, K., Sato, K.; *République slovaque* : Lipár, M., Misák, J.; *Royaume-Uni* : Williams, L.G., Harbison, S.A.; *Suède* : Holm, L-E.; *Suisse* : Prêtre, S.; *AIEA* : Karbassioun, A. (Coordonnateur); *Agence de l'OCDE pour l'énergie nucléaire* : Frescura, G.; *Commission internationale de protection radiologique* : Valentin, J.

La présente publication a été remplacée par la publication suivante : SSR-2/1 (Rev. 1).

AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE
VIENNE
ISBN 92-0-206605-1
ISSN 1020-5829