

Normes de sûreté de l'AIEA

pour la protection des personnes et de l'environnement

Sûreté des réacteurs de recherche

Prescriptions

N° NS-R-4



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 l'application de ces normes.

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, et comporte les catégories suivantes : **fondements de sûreté, prescriptions de sûreté et guides de sûreté**.

Des informations sur le programme de normes de sûreté de l'AIEA sont disponibles sur le site internet de l'AIEA :

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

Le 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 sûreté de l'AIEA et un rapport d'étape sur les normes de sûreté en préparation sont aussi disponibles. Pour d'autres informations, il convient de contacter l'AIEA à l'adresse suivante : BP 100, 1400 Vienne (Autriche).

Tous les utilisateurs des normes de sûreté sont invités à faire connaître à l'AIEA l'expérience qu'ils ont de cette utilisation (c'est-à-dire comme base de la réglementation nationale, pour des examens de la sûreté, pour des cours) afin que les normes continuent de répondre aux besoins des utilisateurs. Les informations peuvent être données sur le site internet de l'AIEA, par courrier (à l'adresse 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 des articles III et VIII C 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 la **collection Rapports de sûreté**. Ces rapports donnent des exemples concrets et proposent des méthodes détaillées à l'appui des normes de sûreté.

Les autres publications de l'AIEA concernant la sûreté paraissent dans les collections **Radiological Assessment Reports, INSAG Reports** (Groupe consultatif international pour la sûreté nucléaire), **Technical Reports** et **TECDOC**. L'AIEA édite aussi des rapports sur les accidents radiologiques, des manuels de formation et des manuels pratiques, ainsi que d'autres publications spéciales concernant la sûreté. Les publications concernant la sécurité paraissent dans la collection **IAEA Nuclear Security Series**.

SÛRETÉ DES
RÉACTEURS DE RECHERCHE

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

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

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».

COLLECTION
NORMES DE SÛRETÉ DE L'AIEA N° NS-R-4

SÛRETÉ DES RÉACTEURS DE RECHERCHE

PRESCRIPTIONS DE SÛRETÉ

AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE
VIENNE, 2010

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, le droit d'auteur a été élargi par l'Organisation mondiale de la propriété intellectuelle (Genève) à la propriété intellectuelle sous forme électronique. La reproduction totale ou partielle des textes contenus dans les publications de l'AIEA sous forme imprimée ou électronique est soumise à autorisation préalable et habituellement au versement de redevances. Les propositions de reproduction et de traduction à des fins non commerciales sont les bienvenues et examinées au cas par cas. Les demandes doivent être adressées à la Section d'édition de l'AIEA :

Unité de la promotion et de la vente, Section d'édition
Agence internationale de l'énergie atomique
Centre international de Vienne
B.P. 100
1400 Vienne, Autriche
télécopie : +43 1 2600 29302
téléphone : +43 1 2600 22417
courriel : sales.publications@iaea.org
<http://www.iaea.org/books>

© AIEA, 2010

Imprimé par l'AIEA en Autriche
November 2010

SÛRETÉ DES
RÉACTEURS DE RECHERCHE
AIEA, VIENNE, 2010
STI/PUB/1220
ISBN 978-92-0-209510-6
ISSN 1020-5829

AVANT-PROPOS

De par son Statut, l'Agence a pour attribution d'établir des normes de sûreté destinées à protéger la santé et à réduire le plus possible les dangers auxquels sont exposés les personnes et les biens - normes qu'elle doit appliquer à ses propres opérations et qu'un État peut appliquer en adoptant les dispositions réglementaires nécessaires en matière de sûreté nucléaire et radiologique. Un ensemble complet de normes de sûreté faisant l'objet d'un réexamen régulier, pour l'application desquelles l'AIEA apporte son assistance, est désormais un élément clé du régime mondial de sûreté.

Au milieu des années 90, a été entreprise une refonte complète du programme de normes de sûreté, avec l'adoption d'une structure révisée de supervision et d'une approche systématique de la mise à jour de l'ensemble des normes. Les nouvelles normes sont de haute qualité et reflètent les meilleures pratiques en vigueur dans les États Membres. Avec l'assistance de la Commission des normes de sûreté, l'AIEA travaille à promouvoir l'acceptation et l'application de ses normes de sûreté dans le monde entier.

Toutefois, les normes de sûreté ne sont efficaces que si elles sont correctement appliquées. Les services de sûreté de l'AIEA – qui couvrent la sûreté de l'ingénierie, la sûreté d'exploitation, la sûreté radiologique et la sûreté du transport et des déchets, de même que les questions de réglementation et la culture de sûreté dans les organisations – aident les États Membres à appliquer les normes et à évaluer leur efficacité. Ils permettent de partager des idées utiles et je continue d'encourager tous les États Membres à y recourir.

Réglementer la sûreté nucléaire et radiologique est une responsabilité nationale et de nombreux États Membres ont décidé d'adopter les normes de sûreté de l'AIEA dans leur réglementation nationale. Pour les parties contractantes aux diverses conventions internationales sur la sûreté, les normes de l'AIEA sont un moyen cohérent et fiable d'assurer un respect effectif des obligations découlant de ces conventions. Les normes sont aussi appliquées par les concepteurs, les fabricants et les exploitants dans le monde entier pour accroître la sûreté nucléaire et radiologique dans le secteur de la production d'énergie, en médecine, dans l'industrie, en agriculture, et dans la recherche et l'enseignement.

L'AIEA prend très au sérieux le défi permanent consistant pour les utilisateurs et les spécialistes de la réglementation à faire en sorte que la sûreté d'utilisation des matières nucléaires et des sources de rayonnements soit maintenue à un niveau élevé dans le monde entier. La poursuite de leur utilisation pour le bien de l'humanité doit être gérée de manière sûre, et les normes de sûreté de l'AIEA sont conçues pour faciliter la réalisation de cet objectif.

NORMES DE SÛRETÉ DE L'AIEA

DES NORMES INTERNATIONALES POUR LA SÛRETÉ

Bien que la sûreté soit une responsabilité nationale, des normes et des approches internationales en la matière favorisent la cohérence, contribuent à donner l'assurance que les technologies nucléaires et radiologiques sont utilisées en toute sûreté et facilitent la coopération technique au niveau international ainsi que le commerce national et international.

Les normes aident aussi les États à s'acquitter de leurs obligations internationales. L'une des obligations internationales de nature générale dicte aux États de ne pas mener des activités qui portent préjudice à un autre État. Des obligations plus spécifiques sont imposées aux États contractants par les conventions internationales relatives à la sûreté. Les normes de sûreté de l'AIEA, convenues au niveau international, permettent aux États de démontrer qu'ils s'acquittent de ces obligations.

LES NORMES DE L'AIEA

Les normes de sûreté de l'AIEA tirent leur justification du Statut de l'Agence, qui autorise celle-ci à établir des normes de sûreté pour les installations et activités nucléaires et radiologiques et à veiller à leur application.

Les normes de sûreté sont l'expression d'un consensus international sur ce qui constitue un degré élevé de sûreté pour la protection des personnes et de l'environnement.

Elles sont publiées dans la collection Normes de sûreté de l'AIEA, qui est constituée de trois catégories :

Fondements de sûreté

— Ils présentent les objectifs, notions et principes de protection et de sûreté et constituent la base des prescriptions de sûreté.

Prescriptions de sûreté

— Elles établissent les prescriptions qui doivent être respectées pour assurer la protection des personnes et de l'environnement, actuellement et à l'avenir. Les prescriptions, énoncées au présent de l'indicatif, sont régies par les objectifs, les notions et les principes présentés dans les fondements de sûreté. S'il n'y est pas satisfait, des mesures doivent être prises pour atteindre ou rétablir le niveau de sûreté requis. Elles sont rédigées dans un style qui permet de les intégrer directement aux lois et règlements nationaux.

Guides de sûreté

— Ils présentent des recommandations et donnent des orientations pour l'application des prescriptions de sûreté. Les recommandations qu'ils contiennent sont énoncées au conditionnel. Il est recommandé de prendre les mesures indiquées ou d'autres équivalentes. Ces guides présentent les bonnes pratiques internationales et reflètent de plus en plus les meilleures d'entre elles pour aider les utilisateurs à atteindre des niveaux de sûreté élevés. Chaque publication de la catégorie Prescriptions de sûreté est complétée par un certain nombre de guides de sûreté qui peuvent servir à élaborer des guides de réglementation nationaux.

Les normes de sûreté de l'AIEA doivent être complétées par des normes industrielles et être appliquées dans le cadre d'infrastructures nationales de réglementation afin d'être pleinement efficaces. L'AIEA produit une vaste gamme de publications techniques pour aider les États à mettre au point ces normes et infrastructures nationales.

PRINCIPAUX UTILISATEURS DES NORMES

Les normes sont utilisées non seulement par les organismes de réglementation et les services, autorités et organismes publics, mais aussi par les autorités et les organismes exploitants de l'industrie nucléaire, par les organismes qui conçoivent et appliquent les technologies nucléaires et radiologiques ainsi que par les centres de fabrication, y compris les organismes qui exploitent des installations de divers types, par les utilisateurs de rayonnements et de matières nucléaires en médecine, dans l'industrie, en agriculture et dans la recherche et l'enseignement, et par les ingénieurs, scientifiques, techniciens et autres spécialistes. L'AIEA elle-même utilise les normes pour ses examens de sûreté et ses cours de formation théorique et pratique.

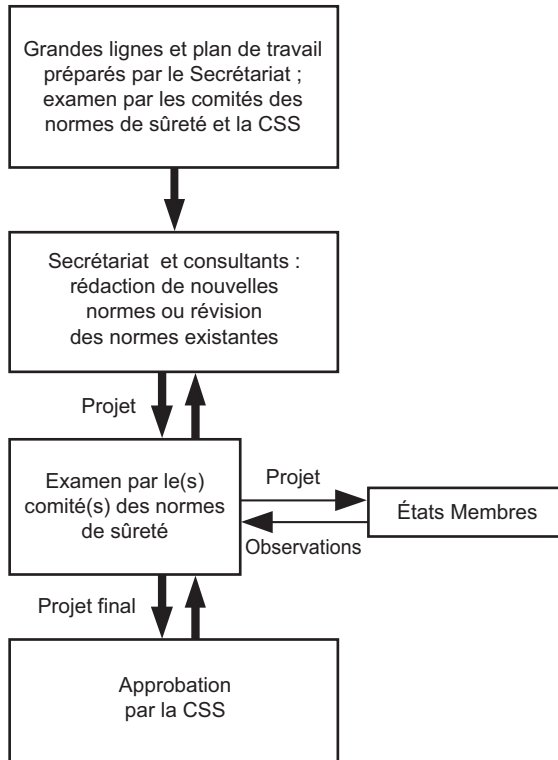
PROCESSUS D'ÉLABORATION DES NORMES

La préparation et l'examen des normes de sûreté sont l'œuvre commune du Secrétariat de l'AIEA, de quatre comités – le Comité des normes de sûreté nucléaire (NUSSC), le Comité des normes de sûreté radiologique (RASSC), le Comité des normes de sûreté des déchets (WASSC), le Comité des normes de sûreté du transport (TRANSSC) – et de la Commission des normes de sûreté (CSS), qui supervise l'ensemble du programme de normes de sûreté. Tous les États Membres de l'AIEA peuvent nommer des experts pour siéger dans ces comités et présenter des observations sur les projets de normes. Les membres de la CSS sont nommés par le Directeur général et comprennent des responsables de la normalisation au niveau national.

Pour ce qui est des fondements de sûreté et des prescriptions de sûreté, les projets approuvés par la Commission sont soumis au Conseil des gouverneurs de l'AIEA pour approbation avant publication. Les guides de sûreté sont publiés après avoir reçu l'approbation du Directeur général.

Grâce à ce processus, les normes représentent des points de vue consensuels des États Membres de l'AIEA. Les conclusions du Comité scientifique des Nations Unies pour l'étude des effets des rayonnements ionisants (UNSCEAR) et les recommandations d'organismes internationaux spécialisés, notamment de la Commission internationale de protection radiologique (CIPR), sont prises en compte lors de l'élaboration des normes. Certaines normes sont élaborées en collaboration avec d'autres organismes des Nations Unies ou d'autres organisations spécialisées, dont l'Agence de l'OCDE pour l'énergie nucléaire, l'Organisation des Nations Unies pour l'alimentation et l'agriculture, l'Organisation internationale du Travail, l'Organisation mondiale de la santé et l'Organisation panaméricaine de la santé.

Les normes de sûreté sont tenues à jour : elles sont réexaminées cinq ans après publication pour déterminer si une révision s'impose.



Processus d'élaboration d'une nouvelle norme de sûreté ou de révision d'une norme existante.

APPLICATION ET PORTÉE DES NORMES

En vertu de son Statut, l'AIEA est tenue d'appliquer les normes de sûreté à ses propres opérations et à celles pour lesquelles elle fournit une assistance. Tout État souhaitant conclure un accord avec l'AIEA pour bénéficier de son assistance doit se conformer aux exigences des normes de sûreté qui s'appliquent aux activités couvertes par l'accord.

Les conventions internationales contiennent également des prescriptions semblables à celles des normes de sûreté qui sont juridiquement contraignantes pour les parties contractantes. Les fondements de sûreté ont servi de base à l'élaboration de la Convention sur la sûreté nucléaire et de la Convention commune sur la sûreté de la gestion du combustible utilisé et sur la sûreté de la gestion des déchets radioactifs. Les prescriptions de sûreté sur la Préparation et l'intervention en cas de situation d'urgence nucléaire ou radiologique reflètent les obligations incombant aux États en vertu de la Convention sur la notification rapide d'un accident nucléaire et de la Convention sur l'assistance en cas d'accident nucléaire ou de situation d'urgence radiologique.

Les normes de sûreté, intégrées aux lois et aux règlements nationaux et complétées par des conventions internationales et des prescriptions nationales détaillées, sont à la base de la protection des personnes et de l'environnement. Cependant, il y a aussi des aspects particuliers de la sûreté qui doivent être évalués au cas par cas à l'échelle nationale. Par exemple, de nombreuses normes de sûreté, en particulier celles portant sur les aspects de la sûreté relatifs à la planification ou à la conception, sont surtout applicables à de nouvelles installations et activités. Les prescriptions et recommandations présentées dans les normes de sûreté de l'AIEA peuvent n'être pas pleinement satisfaites par certaines installations conformes à des normes antérieures. Il revient à chaque État de déterminer le mode d'application des normes de sûreté dans le cas de telles installations.

INTERPRÉTATION DU TEXTE

Dans les normes, le présent de l'indicatif sert à manifester un consensus international sur des prescriptions, des responsabilités et des obligations. De nombreuses prescriptions ne visent pas une partie en particulier, ce qui signifie que la responsabilité de leur application revient à la partie ou aux parties concernées. Les recommandations sont énoncées au conditionnel dans le texte principal (corps du texte et appendices) pour manifester un consensus international selon lequel il est nécessaire de prendre les mesures recommandées (ou des mesures équivalentes) pour respecter les prescriptions.

Les termes relatifs à la sûreté ont le sens donné dans le Glossaire de sûreté de l'AIEA (<http://www-ns.iaea.org/standards/safety-glossary.htm>). Pour les guides de sûreté, c'est la version anglaise qui fait foi.

Le contexte de chaque volume de la collection Normes de sûreté et son objectif, sa portée et sa structure sont expliqués dans le chapitre premier (introduction) de chaque publication.

Les informations qui ne trouvent pas leur place dans le corps du texte (par exemple celles qui sont subsidiaires, sont incluses pour compléter des passages du texte principal ou décrivent des méthodes de calcul, des procédures expérimentales ou des limites et conditions) peuvent être présentées dans des appendices ou des annexes.

Lorsqu'une norme comporte un appendice, celui-ci est réputé faire partie intégrante de la norme. Les informations données dans un appendice ont le même statut que le texte principal et l'AIEA en assume la paternité. Les annexes et notes de bas de page du texte principal ont pour objet de donner des exemples concrets ou des précisions ou explications. Elles ne sont pas considérées comme faisant partie intégrante du texte principal. Les informations contenues dans les annexes n'ont pas nécessairement l'AIEA pour auteur ; les informations publiées dans des normes de sûreté qui proviennent d'autres auteurs peuvent être présentées dans des annexes. Les informations provenant de sources extérieures présentées dans les annexes sont adaptées pour être d'utilité générale.

TABLE DES MATIÈRES

1.	INTRODUCTION	1
	Rappel (1.1–1.3)	1
	Objectif (1.4–1.5)	2
	Champ d’application (1.6–1.14)	2
	Structure (1.15–1.24)	5
2.	OBJECTIFS, CONCEPTS ET PRINCIPES DE SÛRETÉ	6
	Généralités (2.1)	6
	Objectifs de sûreté (2.2–2.3)	7
	Concepts et principes de sûreté (2.4)	8
	Concept de défense en profondeur (2.5–2.7)	8
	Infrastructure législative et réglementaire (2.8–2.10)	11
	Gestion de la sûreté (2.11–2.14)	12
	Vérification de la sûreté (2.15–2.16)	14
	Aspects techniques de la sûreté (2.17–2.24)	15
3.	CONTRÔLE RÉGLEMENTAIRE	20
	Généralités (3.1)	20
	Infrastructure juridique (3.2)	20
	Organisme de réglementation (3.3)	21
	Procédure d’autorisation ((3.4–3.13)	21
	Inspection et exécution (3.14–3.16)	25
4.	4. GESTION ET VÉRIFICATION DE LA SÛRETÉ	25
	Responsabilités de l’exploitant (4.1–4.4)	25
	Assurance de la qualité (4.5–4.13)	27
	Vérification de la sûreté (4.14–4.16)	29
5.	5. ÉVALUATION DU SITE	31
	Évaluation initiale et choix d’un site (5.1–5.4)	31
	Critères généraux pour l’évaluation des sites (5.5–5.17)	33
	Événements météorologiques extrêmes et rares (5.18–5.20)	35
	Inondations (5.21–5.24)	35
	Risques géotechniques (5.25–5.29)	36

Risques externes d'origine humaine (5.30–5.32)	37
Prescriptions particulières pour la caractérisation de la région à l'étude (5.33–5.39)	38
Suivi des risques (5.40)	39
6. CONCEPTION	39
Philosophie de la conception (6.1–6.11)	39
Prescriptions de conception générales (6.12–6.78)	43
Prescriptions de conception particulières (6.79–6.171)	59
7. EXPLOITATION	75
Dispositions organisationnelles (7.1–7.26)	75
Formation, perfectionnement et qualification (7.27–7.28)	80
Limites et conditions d'exploitation (7.29–7.41)	81
Mise en service (7.42–7.50)	83
Procédures de conduite (7.51–7.55)	85
Inspections, essais périodiques et maintenance ((7.56–7.64)	87
Gestion du cœur et manutention du combustible (7.65–7.70)	88
Sûreté incendie (7.71)	90
Planification pour les situations d'urgence (7.72–7.78)	90
Protection physique (7.79–7.80)	92
Relevés et rapports (7.81–7.84)	93
Utilisation et modification du réacteur (7.85–7.92)	94
Radioprotection (7.93–7.107)	96
Évaluations de sûreté et questions liées au vieillissement (7.108–7.110)	99
Arrêt prolongé (7.111–7.112)	100
8. DÉCLASSEMENT (8.1–8.8)	101
9. APPENDICE: SÉLECTION D'ÉVÉNEMENTS INITIATEURS POSTULÉS POUR LES RÉACTEURS DE RECHERCHE	105
RÉFÉRENCES	109
ANNEXE I: FONCTIONS DE SÛRETÉ POUR LES RÉACTEURS DE RECHERCHE	111

ANNEXE II: ASPECTS DE L'EXPLOITATION DES RÉACTEURS DE RECHERCHE JUSTIFIANT UNE ATTENTION PARTICULIÈRE.	113
GLOSSAIRE.....	115
PERSONNES AYANT COLLABORÉ À LA RÉDACTION ET À L'EXAMEN.....	127
ORGANES D'APPROBATION DES NORMES DE SÛRETÉ DE L'AIEA	129

1. INTRODUCTION

RAPPEL

1.1. La présente publication de la catégorie « Prescriptions de sûreté », qui a été élaborée dans le cadre du programme de l'AIEA sur la sûreté des réacteurs de recherche, est une version révisée de deux normes de sûreté parues dans l'ancienne collection Sécurité de l'AIEA¹. Elle remplace et actualise ces deux normes de sûreté.

1.2. Cette publication établit des prescriptions pour tous les domaines importants de la sûreté des réacteurs de recherche, en mettant particulièrement l'accent sur celles qui ont trait à la conception et à l'exploitation². En réponse aux requêtes d'utilisateurs finals (essentiellement d'États Membres ayant des programmes nucléaires de faible ampleur) qui souhaitaient disposer d'une publication exhaustive unique dans ce domaine, le présent document établit également des prescriptions concernant le contrôle réglementaire, la gestion, la vérification de la sûreté, l'assurance de la qualité et l'évaluation des sites³.

1.3. Un certain nombre de prescriptions ayant trait à la sûreté des réacteurs nucléaires de recherche sont identiques ou similaires à celles applicables aux réacteurs de puissance. Compte tenu des importantes différences existant entre

¹ AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE, Code pour la sûreté des réacteurs nucléaires de recherche : Conception, collection Sécurité n° 35-S1, AIEA, Vienne (1993) ; Code pour la sûreté des réacteurs nucléaires de recherche: Exploitation, collection Sécurité n° 35-S2 AIEA, Vienne (1993).

² Les domaines importants de la sûreté des réacteurs de recherche englobent toutes les activités menées pour atteindre l'objectif pour lequel le réacteur de recherche a été conçu et construit ou modifié. Celles-ci comprennent la maintenance, les essais et les inspections, la manutention du combustible et des matières radioactives (y compris la production de radio-isotopes), l'installation, l'essai et l'exploitation de dispositifs expérimentaux, l'utilisation de faisceaux de neutrons, la recherche-développement et la formation théorique et pratique basées sur les systèmes des réacteurs de recherche, et d'autres activités connexes.

³ La zone du site est la zone géographique où se trouve une installation autorisée et dans laquelle la direction de cette dernière peut engager directement des actions urgentes. La limite du site est la frontière de cette zone. Le choix du site (évaluation du site) est le processus de sélection d'un site approprié pour une installation, y compris l'évaluation et la définition appropriées des bases de conception correspondantes.

ces deux types de réacteurs et entre les différents types de réacteurs de recherche⁴, ces prescriptions doivent être appliquées en fonction des dangers potentiels liés à chaque type de réacteur dans le cadre d'une approche modulée (voir par. 1.11 à 1.14), en vue d'assurer la sûreté de conception et d'exploitation des réacteurs de recherche.

OBJECTIF

1.4. Le principal objectif de la présente publication de la catégorie « Prescriptions de sûreté » est de fournir une base pour la sûreté et l'évaluation de la sûreté pour toutes les étapes de la vie d'un réacteur de recherche. Un autre objectif est d'établir des prescriptions relatives aux aspects liés au contrôle réglementaire, à la gestion de la sûreté, à l'évaluation des sites, à la conception, à l'exploitation et au déclassement.

1.5. Les prescriptions techniques et administratives relatives à la sûreté des réacteurs de recherche sont établies conformément à ces objectifs. La présente publication est destinée à être utilisée par les organismes chargés de l'évaluation des sites, de la conception, de la fabrication, de la construction, de l'exploitation et du déclassement des réacteurs de recherche, et par les organismes de réglementation.

CHAMP D'APPLICATION

1.6. Les prescriptions établies dans le présent document s'appliquent à l'évaluation des sites, à la conception, à l'exploitation et au déclassement des réacteurs de recherche, y compris les assemblages critiques, ainsi qu'aux réacteurs de recherche existants, dans la mesure du possible. Les assemblages sous-critiques n'entrent pas dans le champ d'application de ces prescriptions.

1.7. Aux fins de la présente publication, on entend par « réacteur de recherche » un réacteur nucléaire utilisé essentiellement pour la production et l'utilisation de rayonnements pour la recherche et à d'autres fins, comme la

⁴ Un réacteur de recherche est un réacteur nucléaire servant principalement à la production et à l'utilisation de flux de neutrons et de rayonnements ionisants à des fins de recherche et pour d'autres usages. Dans le contexte du présent document, l'expression « réacteur de recherche » englobe également les installations expérimentales associées et les assemblages critiques.

production de radio-isotopes. Cette définition exclut les réacteurs nucléaires utilisés pour la production d'électricité, la propulsion des navires, le dessalement ou le chauffage urbain. Elle couvre le cœur du réacteur, les dispositifs expérimentaux⁵ et toutes les autres installations importantes soit pour le réacteur, soit pour ses dispositifs expérimentaux associés qui ont été mis en place sur le site du réacteur. Des mesures de sûreté supplémentaires peuvent s'avérer nécessaires dans certains cas, comme indiqué au paragraphe 1.9.

1.8. Les prescriptions établies dans la présente publication constituent les fondements de la sûreté des réacteurs de recherche présentant un risque potentiel limité pour le public et l'environnement.

1.9. Les réacteurs de recherche d'une puissance supérieure à plusieurs dizaines de mégawatts, les réacteurs rapides et les réacteurs utilisant des dispositifs expérimentaux comme les boucles à pression et température élevées, les sources de neutrons froids et les sources de neutrons chauds peuvent nécessiter l'application des normes relatives aux réacteurs de puissance et/ou des mesures de sûreté supplémentaires (cas, par exemple, des réacteurs utilisés pour tester des matières dangereuses). Pour ce genre d'installations, les normes à appliquer, leur champ d'application et les éventuelles mesures de sûreté supplémentaires requises doivent être proposés par l'exploitant et approuvés par l'organisme de réglementation.

1.10. Il faut appliquer toutes les prescriptions présentées ici à moins de pouvoir justifier qu'on peut déroger à certaines d'entre elles pour un réacteur de recherche donné. Pour chaque cas de ce genre, il faut déterminer les prescriptions concernées, en tenant compte de la nature et de l'ampleur possible des dangers liés au réacteur de recherche et aux activités effectuées. Le paragraphe 1.14 indique les facteurs à prendre en considération pour décider s'il peut être dérogé ou non à certaines des prescriptions établies ici.

Approche modulée

1.11. Les réacteurs de recherche sont utilisés à des fins spéciales et variées comme la recherche, la formation, la production de radio-isotopes, la neutronographie et les essais de matériaux. Ces fins nécessitent différentes caractéristiques de conception et différents régimes de fonctionnement. Les

⁵ Un dispositif expérimental est un dispositif installé à l'intérieur ou autour d'un réacteur en vue d'utiliser le flux de neutrons et les rayonnements ionisants émanant du réacteur pour des travaux de recherche ou de développement, pour la production d'isotopes ou à toute autre fin.

caractéristiques de conception et d'exploitation des réacteurs de recherche peuvent varier sensiblement étant donné que l'utilisation des dispositifs expérimentaux peut influencer la performance des réacteurs. En outre, compte tenu de la nécessité de faire preuve de souplesse dans leur utilisation, il faut adopter une approche différente pour assurer et gérer la sûreté.

1.12. La plupart des réacteurs de recherche présentent peu de dangers pour le public en comparaison des réacteurs de puissance, mais peuvent présenter des risques potentiels plus élevés pour les opérateurs.

1.13. L'étendue, la portée et le niveau de détail de l'analyse de sûreté pour les réacteurs de recherche de faible puissance peuvent être bien moindres que pour les réacteurs de recherche de forte puissance, car certains scénarios d'accident peuvent ne pas être applicables ou ne nécessiter qu'une analyse limitée. Par exemple, la gestion des accidents de perte de fluide de refroidissement peut être très différente selon la puissance du réacteur. Les paragraphes 6.72 à 6.78 établissent les prescriptions concernant la portée, les facteurs et le processus à prendre en compte dans l'analyse de sûreté.

1.14. Dans le cadre de l'approche modulée, les facteurs à prendre en considération pour décider s'il peut être dérogé ou non à certaines prescriptions établies dans le présent document comprennent:

- a) la puissance du réacteur;
- b) le terme source;
- c) la quantité et l'enrichissement des matières fissiles et des matières fissionnables;
- d) les éléments combustibles usés, les systèmes haute pression, les systèmes de chauffage et l'entreposage des matières inflammables, qui peuvent influencer la sûreté du réacteur;
- e) les types d'éléments combustibles;
- f) le type et la masse du modérateur, du réflecteur et du fluide de refroidissement;
- g) la quantité de réactivité que l'on peut introduire et le taux d'insertion, la commande de cette réactivité et les caractéristiques de sûreté intrinsèques et additionnelles;
- h) la qualité de l'enceinte et des autres moyens de confinement;
- i) l'utilisation du réacteur (dispositifs expérimentaux, essais, expériences de physique des réacteurs);
- j) le choix du site;
- k) la proximité de groupes de population.

STRUCTURE

1.15. La présente publication examine toutes les étapes importantes de la vie des réacteurs de recherche, de l'évaluation du site à la conception et à la construction, à la mise en service, à l'exploitation, y compris l'utilisation et la modification⁶, et au déclassement. Elle comprend huit sections, un appendice et deux annexes.

1.16. La section 2 introduit les objectifs, concepts et principes généraux de sûreté pour les installations nucléaires en mettant l'accent sur la sûreté radiologique et les aspects des réacteurs de recherche qui touchent à la sûreté nucléaire. Elle s'appuie sur la référence [1].

1.17. La section 3 est consacrée aux prescriptions générales concernant le contrôle réglementaire, pour autant qu'elles s'appliquent aux réacteurs de recherche, y compris les étapes correspondantes du processus d'autorisation pour ces réacteurs. Elle s'appuie sur les autres publications de la catégorie « Prescriptions de sûreté » et sur les guides de sûreté [2 à 7].

1.18. La section 4 présente les prescriptions relatives aux aspects liés à la gestion de la sûreté, y compris l'assurance de la qualité et la vérification de la sûreté. Elle couvre les aspects généraux de la sûreté des installations nucléaires et s'appuie sur les normes de sûreté de l'AIEA et les publications ayant trait à la sûreté [1 et 7 à 10].

1.19. La section 5 établit les prescriptions relatives à l'évaluation et au choix du site du réacteur et examine la question de l'évaluation des nouveaux sites et des sites des réacteurs existants. Elle est basée sur la publication de la catégorie « Prescriptions de sûreté » consacrée à l'évaluation des sites d'installations nucléaires [11].

⁶ Par modification d'un réacteur de recherche existant on entend l'introduction d'un changement voulu ou d'un élément nouveau dans la configuration de ce réacteur dans le but d'en poursuivre l'exploitation. Ce changement, qui est susceptible d'avoir des incidences sur la sûreté, peut porter sur des systèmes de sûreté, des constituants ou systèmes en rapport avec la sûreté, des procédures, des documents ou des conditions d'exploitation.

1.20. La section 6 établit les prescriptions ayant trait à la conception de tous les types de réacteurs de recherche, compte tenu des considérations mentionnées au paragraphe 1.9⁷.

1.21. La section 7 établit les prescriptions relatives à la sûreté d'exploitation des réacteurs de recherche, y compris la mise en service, la maintenance, l'utilisation et la modification. Ces prescriptions sont examinées de manière plus détaillée compte tenu des conditions d'exploitation des réacteurs de recherche et de l'intérêt des exploitants et des organismes de réglementation. Cette section est basée sur les références [12 à 19] et sur la publication intitulée « Code pour la sûreté des réacteurs nucléaires de recherche : Exploitation », collection Sécurité n° 35-S2, AIEA, Vienne (1993) que remplace la présente publication.

1.22. La section 8 établit les prescriptions relatives à la sûreté du déclassement des réacteurs de recherche sur la base de la référence [16].

1.23. L'appendice donne la liste des événements initiateurs postulés à prendre en compte dans l'analyse de sûreté pour un réacteur de recherche.

1.24. Enfin, les annexes donnent une liste des fonctions des systèmes de sûreté et des autres constituants en rapport avec la sûreté qui sont habituellement pris en considération dans la conception des réacteurs de recherche, ainsi que des exemples d'aspects opérationnels qui nécessitent une attention particulière.

2. OBJECTIFS, CONCEPTS ET PRINCIPES DE SÛRETÉ

GÉNÉRALITÉS

2.1. Les publications de la catégorie « Fondements de sûreté » consacrées à la sûreté des installations nucléaires [1] et à la radioprotection et à la sûreté des sources de rayonnements [20] présentent les objectifs, concepts et principes servant de base aux prescriptions destinées à réduire le plus possible les risques liés aux installations nucléaires.

⁷ Cette section est basée sur la publication de la catégorie Normes de sûreté intitulée « Code pour la sûreté des réacteurs nucléaires de recherche: Conception », collection Sécurité n° 35-S1, AIEA, Vienne (1993), que remplace le présent document.

OBJECTIFS DE SÛRETÉ

2.2. Les objectifs de sûreté sont au nombre de trois: le premier est d'ordre général et les deux autres sont complémentaires et portent sur la radioprotection et les aspects techniques de la sûreté. Les paragraphes ci-après sont reproduits directement de la référence [1]:

« 203. **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.*

« 204. Cet objectif général est étayé par deux objectifs complémentaires ayant trait à la radioprotection et aux aspects techniques, qui sont interdépendants: les aspects techniques, pris conjointement avec les mesures administratives et procédurales, assurent la défense contre les risques dus aux rayonnements ionisants.

« 205. **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 au niveau le plus bas qu'il est raisonnablement possible d'atteindre, et faire en sorte que soient atténuées les conséquences radiologiques des accidents.*

« 206. **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.*

« 207. 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. »

2.3. Bien que des dispositions soient prises en vue de limiter l'exposition aux rayonnements aux niveaux les plus bas qu'il est raisonnablement possible d'atteindre 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 restera une probabilité d'accident, aussi faible soit-elle. Il faut donc prendre des mesures pour atténuer les conséquences radiologiques d'éventuels accidents. Ces mesures comprennent les dispositifs de sauvegarde, les procédures de gestion des accidents sur le site établies par l'exploitant et, le cas échéant, les mesures d'urgence hors site mises en place par les autorités compétentes en vue d'atténuer l'exposition aux rayonnements en cas d'accident.

CONCEPTS ET PRINCIPES DE SÛRETÉ

2.4. La philosophie suivie pour atteindre les objectifs de sûreté définis aux paragraphes 203 à 205 de la référence [1] repose sur le concept de défense en profondeur et sur les principes de sûreté, tels qu'ils sont énoncés dans les références [1, 20 et 21]. Ceux-ci portent sur trois domaines : la défense en profondeur, les questions de gestion et les aspects techniques. Ils concernent la mise en œuvre du *concept de défense en profondeur*, l'établissement d'une *infrastructure législative et réglementaire*, l'adoption de mesures pour la *gestion et la vérification de la sûreté*, et l'application de principes techniques (*aspects techniques de la sûreté*) dans la conception et tout au long de la vie de l'installation. On trouvera ci-après un résumé de ces concepts et principes de sûreté servant de base aux prescriptions nécessaires pour garantir la sûreté des installations nucléaires, et une introduction aux sections de la présente publication dans lesquelles sont énoncées les prescriptions de sûreté concernant les réacteurs de recherche.

CONCEPT DE DÉFENSE EN PROFONDEUR⁸

2.5. 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 développé plus avant dans les références [21 et 23]. Son application pendant toute la conception et l'exploitation assure une protection graduée contre tout un ensemble de transitoires, d'incidents de fonctionnement prévus et d'accidents, y compris ceux qui résultent d'une défaillance du matériel ou d'une action humaine à l'intérieur de l'installation, et contre les événements externes.

2.6. L'application du concept de défense en profondeur à la conception d'un réacteur de recherche 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. Toutefois, ce concept doit être appliqué en tenant compte de l'approche modulée mentionnée à la section 1 et du fait que de nombreux réacteurs de recherche de faible puissance ne remplissent pas les conditions requises pour le cinquième ou même le quatrième niveau de défense.

- 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 l'installation nucléaire 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 une attention particulière au choix des codes de calcul et des matériaux appropriés ainsi qu'au contrôle de la fabrication des composants et au contrôle de la construction, de l'exploitation et de la maintenance de l'installation nucléaire.
- 2) Le deuxième niveau de défense a pour objet de maîtriser (au moyen de la détection et de l'intervention) les écarts par rapport aux conditions de fonctionnement, afin d'empêcher des incidents de fonctionnement prévus de dégénérer en conditions accidentelles. Cet objectif a été défini en tenant compte de la possibilité que certains événements initiateurs postulés

⁸ Adaptation aux réacteurs de recherche du concept tiré de la référence [22].

puissent survenir à tout moment au cours de la vie du réacteur malgré les précautions prises pour les éviter. Ce niveau de défense exige la mise en place des systèmes spécifiques déterminés dans l'analyse de sûreté et la définition de procédures d'exploitation propres à éviter ou à réduire le plus possible les dommages dus à ces événements.

- 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 de fonctionnement prévus ou certains événements initiateurs postulés de dégénérer en des événements plus graves. Ces événements improbables sont pris en compte dans la base de conception du réacteur de recherche, 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 parvenir à des états stables et acceptables après ces événements. Il s'ensuit que l'on doit prévoir des dispositifs de sauvegarde capables de faire passer le réacteur de recherche, d'abord à un état maîtrisé, puis à 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 hors dimensionnement (AHD) dans lesquels la base de conception peut être dépassée, et de maintenir les rejets radioactifs à un niveau aussi faible 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 d'urgence et aux mesures d'urgence, mais aussi à des mesures et procédures complémentaires destinées à empêcher la progression de l'accident, ainsi qu'à l'atténuation des conséquences de certains AHD⁹. La protection assurée par les moyens de confinement peut être démontrée par des 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. Cela nécessite la mise en place d'un centre de crise bien équipé et de plans d'urgence sur site et hors site.

2.7. Le concept de défense en profondeur est appliqué essentiellement grâce à l'analyse de sûreté et à l'utilisation de bonnes pratiques d'ingénierie basées sur la recherche et l'expérience d'exploitation. L'analyse de sûreté est effectuée au cours de la conception pour permettre d'atteindre les objectifs de sûreté. Elle comprend un examen critique systématique des types de défaillances possibles

⁹ Les expressions « accident grave » et « gestion des accidents » telles qu'elles sont définies dans la référence [22] ne sont pas utilisées dans le présent document.

des structures, systèmes et composants (SSC) de l'installation nucléaire, et détermine les conséquences de ces défaillances. Elle examine par conséquent : 1) tous les modes de fonctionnement normal de l'installation nucléaire, et sa performance dans 2) les incidents de fonctionnement prévus, 3) les conditions d'ADD, et 4) les séquences d'événements qui peuvent aboutir à des AHD. Les prescriptions relatives à l'analyse de sûreté lors de la conception sont présentées aux paragraphes 6.72 à 6.78. Les analyses de ce genre sont évaluées de façon indépendante par l'exploitant et par l'organisme de réglementation (par. 2.8 à 2.10).

INFRASTRUCTURE LÉGISLATIVE ET RÉGLEMENTAIRE

2.8. Lorsque l'installation nucléaire est construite, qu'elle est en exploitation, ou qu'on envisage de la construire (ou de la modifier sensiblement), il faut établir une infrastructure législative pour réglementer les activités nucléaires et assigner clairement les responsabilités en matière de sûreté. Le gouvernement est responsable de l'adoption de la législation qui assigne à l'exploitant la responsabilité première en matière de sûreté et établit un organisme de réglementation chargé d'un système d'autorisation (voir glossaire), du contrôle réglementaire des activités nucléaires et de l'application des règlements. Ces principes figurent à la section 3 (principes 1 à 3) de la publication intitulée « Sûreté des installations nucléaires » [réf. 1] et sont reproduits ci-après :

- « 1) *Le gouvernement doit établir un cadre législatif et statutaire pour la réglementation des installations nucléaires. Il doit y avoir une nette séparation des responsabilités entre l'organisme de réglementation et l'exploitant.*
- « 2) *La responsabilité première en matière de sûreté doit incomber à l'exploitant.*
- « 3) *L'organisme de réglementation doit être effectivement indépendant de l'organisme chargé de promouvoir ou d'utiliser l'énergie nucléaire. Il doit avoir les responsabilités en matière d'autorisation, d'inspection et de mises en demeure, et l'autorité, les compétences et les ressources nécessaires pour s'acquitter des responsabilités qui lui sont assignées. Aucune autre responsabilité ne doit compromettre sa responsabilité en matière de sûreté ou entrer en conflit avec elle.»*

2.9. Les prescriptions générales en vue du respect de ces principes sont présentées dans la référence [2]. Le présent document énonce les prescriptions relatives à la mise en place d'une infrastructure juridique en vue de l'établissement

d'un organisme de réglementation et des autres mesures destinées à assurer un contrôle réglementaire efficace des installations et des activités. Ces installations et activités comprennent les centrales nucléaires et les autres réacteurs nucléaires comme les réacteurs de recherche (voir note de bas de page 4). Les prescriptions en question s'appliquent donc aussi à l'infrastructure juridique et gouvernementale générale concernant la sûreté des réacteurs de recherche lors du choix du site, de la conception, de la construction, de la mise en service, de l'exploitation, de l'utilisation, de la modification et du déclassement.

2.10. Le contrôle réglementaire de la sûreté s'exerce essentiellement par le biais de la délivrance de licences gouvernementales qui permettent, généralement par étapes, la mise en place du projet de réacteur de recherche, et imposent des conditions au titulaire de licence¹⁰ (voir glossaire). Une tâche essentielle de l'organisme de réglementation est donc de décider de la suite à donner à une demande de licence dans le cadre d'un processus d'autorisation sur la base de son examen et de son évaluation des propositions soumises par l'exploitant. C'est notamment à travers les informations habituellement consignées dans le rapport de sûreté (RS) que l'exploitant démontrera qu'il a assuré le niveau de sûreté adéquat pour le réacteur de recherche. C'est aussi sur la base de ces informations que l'organisme de réglementation décide d'autoriser l'installation nucléaire et définit les prescriptions en fonction desquelles celle-ci sera autorisée et inspectée. Le contenu du RS peut varier d'un État Membre à l'autre en fonction du système juridique et réglementaire. La section 3 établit les prescriptions à observer pour l'élaboration, la soumission et l'évaluation des informations contenues dans ce rapport. Il est admis dans ces prescriptions que les informations en question doivent être plus ou moins détaillées en fonction des risques potentiels liés à l'installation nucléaire concernée et du stade particulier du processus d'autorisation. Des orientations pour l'observation de ces prescriptions sont proposées dans la référence [7].

GESTION DE LA SÛRETÉ

2.11. La gestion de la sûreté englobe tous les principes ayant trait à la gestion générale, notamment la gestion du personnel, qui constituent la base des mesures requises pour maintenir un niveau de sûreté acceptable pendant toute la durée de vie de l'installation, y compris le déclassement. La gestion de la sûreté commence

¹⁰ Le titulaire de licence est le détenteur d'une licence valide émanant de l'organisme de réglementation chargé de délivrer les autorisations pour des activités précises liées à l'installation dotée du réacteur de recherche. Le demandeur devient titulaire de licence après avoir reçu une licence délivrée par l'organisme de réglementation.

au niveau des plus hauts responsables de tous les organismes concernés. Les principes de gestion de la sûreté s'appliquent grosso modo à tous ces organismes. Par conséquent, les pratiques décrites pour l'exploitant valent, le cas échéant, pour les autres organismes ayant des responsabilités en matière de sûreté (réf. [1], par. 402). Les principes de gestion de la sûreté sont établis à la section 4 (principes 4 à 8) de la référence [1] et reproduits ci-dessous:

- « 4) *Les organismes menant des activités importantes pour la sûreté doivent établir des stratégies qui accordent le rang de priorité le plus élevé aux questions de sûreté, et faire en sorte que ces stratégies soient mises en œuvre dans le cadre d'une structure de gestion où la division des responsabilités et les lignes de communication sont clairement établies.*
- « 5) *Les organismes menant des activités importantes pour la sûreté doivent établir et appliquer des programmes appropriés d'assurance de la qualité [voir note de bas de page 14] qui couvrent toute la durée de vie de l'installation, depuis le choix du site et la conception jusqu'au déclassement.*
- « 6) *Les organismes menant des activités importantes pour la sûreté doivent veiller à ce qu'il y ait un effectif suffisant de personnel convenablement formé et habilité, travaillant suivant des procédures approuvées et validées.*
- « 7) *Les capacités du personnel et leurs limites doivent être prises en considération à toutes les phases de la durée de vie de l'installation.*
- « 8) *Des plans d'urgence en cas de situation accidentelle doivent être établis et testés comme il convient par tous les organismes concernés. Les moyens d'application des plans d'urgence doivent être mis en place avant le début de l'exploitation.»*

2.12. La gestion de la sûreté de l'installation sera efficace si l'exploitant développe une culture de sûreté à un niveau élevé. Celle-ci influencera les actions et les interactions de tous les individus et de tous les organismes engagés dans des activités ayant trait à la technologie nucléaire. Le concept de culture de sûreté est décrit dans la référence [8], qui fixe les conditions à trois niveaux, à savoir : a) au niveau des politiques, b) pour les responsables, et c) pour les individus. D'autres principes figurant au paragraphe 2.11 établissent d'autres responsabilités de l'exploitant destinées à garantir la sûreté. Les prescriptions générales et particulières ayant trait aux organismes et aux responsabilités, à la formation du personnel, aux facteurs humains et à la préparation aux situations d'urgence sont présentées aux sections 4 et 7.

2.13. Les prescriptions générales relatives au principe ayant trait aux programmes d'assurance de la qualité sont établies dans le code et les guides de sûreté de l'AIEA sur l'assurance de la qualité pour la sûreté des centrales nucléaires et des autres installations nucléaires [9] (voir note de bas de page 14). Certaines d'entre elles sont citées à la section 4, et le présent document contient aussi des prescriptions particulières concernant l'assurance de la qualité pour les réacteurs de recherche.

2.14. La prévention des accidents est la première priorité du concepteur du réacteur et de l'exploitant. Toutefois, des accidents peuvent se produire, même si la probabilité qu'il y en ait est très faible. L'exploitant doit donc prendre des dispositions en vue de l'instauration de procédures efficaces ainsi que de la planification et de la préparation aux situations d'urgence pour faire face aux accidents. La capacité d'exécuter des plans d'urgence doit être testée régulièrement au niveau nécessaire pour assurer la préparation de l'exploitant. Les prescriptions relatives à la planification pour les situations d'urgence sont présentées à la section 7.

VÉRIFICATION DE LA SÛRETÉ

2.15. Les principes applicables à la vérification de la sûreté sont énoncés dans la référence [1] (principes 24 et 25) et reproduits ci-dessous:

« 24) *L'exploitant doit vérifier par analyse, surveillance, essais et inspection que l'état physique de l'installation et son exploitation restent conformes aux limites et conditions d'exploitation, aux prescriptions de sûreté et à l'analyse de sûreté.*

« 25) *Des réévaluations systématiques de la sûreté de l'installation, conformes aux prescriptions réglementaires, doivent être effectuées tout au long de la durée de vie de l'installation, compte tenu de l'expérience d'exploitation et de toute documentation nouvelle importante sur la sûreté provenant de toutes les sources pertinentes.»*

2.16. Les activités d'évaluation périodique systématique comprennent des examens périodiques comme les autoévaluations et les examens par des pairs¹¹ effectués pour confirmer que le rapport de sûreté et d'autres documents ayant trait à l'installation (comme les documents relatifs aux limites et conditions d'exploitation (LCE), à la maintenance et à la formation) restent valides ou, si nécessaire, pour introduire des améliorations. Au cours de ces examens, il faut examiner les effets cumulatifs des modifications, des changements des

procédures, du vieillissement des composants, de l'utilisation des informations en retour provenant de l'expérience d'exploitation et des développements techniques, et vérifier que des SSC et des logiciels donnés sont conformes aux prescriptions de conception. Les prescriptions particulières concernant ces aspects pour les réacteurs de recherche sont établies aux sections 4 (pour l'objet général et la portée) et 7 (pour les questions ayant trait à l'exploitation).

ASPECTS TECHNIQUES DE LA SÛRETÉ

2.17. Il existe plusieurs principes techniques de base essentiels pour l'application efficace de la technologie de sûreté dans le cas des installations nucléaires. Ils sont présentés à la section 5 (principes 9 à 23) de la référence [1] et portent sur : l'évaluation et le choix du site (principe 9), la conception et la construction (principes 10 à 15), la mise en service (principe 16), l'exploitation et la maintenance (principes 17 à 21), la gestion des déchets radioactifs et le déclassement des installations nucléaires (principes 22 et 23).

2.18. Le principe suivant est reproduit de la section 5 de la référence [1] :

« 9) *Le choix du site doit tenir compte des caractéristiques pertinentes qui peuvent influencer sur la sûreté de l'installation, ou être influencées par l'installation, et sur la faisabilité de l'exécution des plans d'urgence. Tous les aspects doivent être évalués pour la durée de vie projetée de l'installation, et réévalués, selon le besoin, pour garantir que les facteurs liés au site restent acceptables du point de vue de la sûreté.* »

Les sites potentiels doivent être évalués pour les facteurs humains et naturels qui pourraient avoir une incidence négative sur la sûreté de l'installation. Les effets possibles de l'installation sur la population avoisinante et sur l'environnement, par exemple à travers l'utilisation de la terre et de l'eau, doivent aussi être évalués. La base du choix du site d'un réacteur de recherche dépend d'un certain

¹¹ Un examen par des pairs est un examen conduit par une équipe d'experts indépendants possédant les compétences techniques et l'expérience requises dans les domaines d'évaluation. Les avis sont basés sur l'ensemble des compétences des membres de l'équipe. Les objectifs, l'importance et la taille de l'équipe d'examen sont déterminés en fonction de l'examen à effectuer. Un examen n'est ni une inspection, ni une vérification en fonction de normes spécifiques. Il s'agit plutôt d'une comparaison exhaustive des pratiques appliquées par les exploitants avec les bonnes pratiques acceptées sur le plan international, et d'un échange d'avis d'experts.

nombre de facteurs, y compris la conception et les utilisations envisagées du réacteur. Certains réacteurs de recherche de faible puissance pourraient imposer des contraintes minimales en la matière. Les réacteurs de recherche conçus pour atteindre des niveaux de puissance élevés et servir à des essais expérimentaux extensifs nécessiteront des prescriptions plus strictes en ce qui concerne le choix du site et la conception, lesquelles sont établies dans la référence [11]. Les prescriptions générales et particulières requises pour les principes ci-dessus sont présentées à la section 5.

2.19. Les principes de conception et de construction des installations nucléaires sont établis à la section 5 de la référence [1] et reproduits ci-dessous :

- « 10) *La conception doit être telle que l'installation nucléaire se prête à un fonctionnement fiable, stable et facilement maîtrisable. L'objectif premier est la prévention des accidents.*
- « 11) *La conception doit inclure une application correcte du principe de défense en profondeur de façon qu'il y ait plusieurs niveaux de protection et des barrières multiples pour empêcher les rejets de matières radioactives et réduire à un très faible niveau la probabilité que des défaillances ou des combinaisons de défaillances puissent entraîner des conséquences radiologiques importantes.*
- « 12) *Les techniques utilisées dans la conception doivent être éprouvées ou confirmées par l'expérience, par des essais, ou par les deux.*
- « 13) *L'interface homme-machine et les facteurs humains doivent être pris en compte systématiquement à toutes les étapes de la conception et pendant l'élaboration parallèle des prescriptions de conduite.*
- « 14) *La conception doit réduire au niveau le plus bas qu'il est raisonnablement possible d'atteindre la radioexposition du personnel du site et les rejets de matières radioactives dans l'environnement.*
- « 15) *Il faut procéder à une évaluation détaillée de la sûreté et à une vérification indépendante pour confirmer que la conception de l'installation satisfait aux objectifs et aux prescriptions de sûreté, avant que l'exploitant n'achève le dossier qu'il présentera à l'organisme de réglementation. »*

2.20. Pour satisfaire aux objectifs de sûreté énoncés au paragraphe 2.2, la conception et la construction de l'installation doivent permettre: a) de limiter les expositions aux rayonnements, les rejets radioactifs et la production de déchets radioactifs dans toutes les conditions de fonctionnement autant que raisonnablement possible; b) de prévenir les accidents susceptibles d'avoir des effets sur le personnel du site, le public et l'environnement; c) de limiter et

d'atténuer les conséquences des accidents au cas où il s'en produirait. En conséquence, la conception doit utiliser ou appliquer:

- a) des composants, systèmes et structures extrêmement fiables;
- b) des considérations spécifiques pour réduire le plus possible les expositions du personnel;
- c) la classification appropriée des SSC, y compris les logiciels, qui sont essentiels pour la sûreté, sur la base de leur importance en la matière;
- d) le critère de défaillance unique pour faire en sorte qu'aucune défaillance unique, qu'aucune mesure unique de maintenance et qu'aucune autre action humaine unique ne puisse désactiver une fonction de sûreté;
- e) des dispositifs destinés à réduire le plus possible le risque de défaillance due à une cause commune par le biais de l'indépendance, de la séparation physique et de la diversité des équipements;
- f) une technologie éprouvée ou validée par l'expérience ou les essais, ou les deux, qui satisfait à des règlements ou critères prudents avec des marges de sûreté appropriées;
- g) des caractéristiques de sûreté intrinsèque et des dispositifs de sauvegarde appropriés;
- h) des concepts de conception sûre après défaillance le cas échéant.

Certains des points ci-dessus, comme les points e), f), g) et h), peuvent ne pas s'appliquer aux dispositifs expérimentaux. La conception doit aussi prendre en considération les capacités du personnel d'exploitation et de maintenance. La prise en compte des facteurs humains permettra à l'installation de tolérer les fausses manœuvres. Les éléments permettant de réduire le plus possible les fausses manœuvres comprennent: l'application systématique des principes ergonomiques aux systèmes technologiques pertinents; l'utilisation de systèmes automatiques de commande, de protection et d'alarme; l'élimination des actions humaines préjudiciables à la sûreté; une présentation claire des données; des communications fiables (voir aussi par. 2.23).

2.21. La construction d'une installation doit commencer seulement après que l'exploitant s'est assuré, par le biais de la vérification, que les principales questions de sûreté de conception ont été réglées et que l'organisme de réglementation s'est assuré, suite à un examen et à une évaluation, de l'adéquation de l'analyse de sûreté soumise et des arrangements, procédures et programmes d'assurance de la qualité proposés pour la mise en œuvre de la conception tout au long de la construction. À cet égard, c'est à l'exploitant qu'il incombe de veiller à ce que la construction soit conforme à la conception et aux programmes d'assurance de la qualité. Les prescriptions générales et particulières

concernant les aspects techniques de la conception et de la construction des réacteurs de recherche figurent à la section 6.

2.22. L'exploitant doit mettre en place, pour l'exploitation de l'installation nucléaire, une organisation adéquate qui doit conduire à un processus adéquat de mise en service. Ce processus a pour objet de démontrer que les spécifications de conception de l'installation ont été satisfaites et que l'installation achevée remplit les conditions voulues pour être mise en service. Le principe suivant est reproduit de la section 5 de la référence [1] :

« 16) *L'organisme de réglementation doit donner son approbation expresse avant le début de l'exploitation normale en se fondant sur une analyse de sûreté appropriée et sur le programme des essais de mise en service. Le programme des essais de mise en service doit donner la preuve que l'installation, telle qu'elle est construite, est conforme à la conception et aux prescriptions de sûreté. Dans la mesure du possible, les procédures de conduite doivent être validées dans le cadre du programme des essais de mise en service en collaboration avec les futurs opérateurs.* »

Les prescriptions relatives à la mise en service des réacteurs de recherche sont présentées à la section 7.

2.23. Les principes d'exploitation et de maintenance des installations nucléaires sont présentés à la section 5 de la référence [1] et reproduits ci-dessous :

« 17) *Un ensemble de limites et conditions d'exploitation découlant de l'analyse de sûreté, des essais et de l'expérience d'exploitation ultérieure doit être défini pour délimiter le domaine dans lequel l'exploitation est sûre. L'analyse de sûreté, les limites d'exploitation et les procédures de conduite doivent être modifiées suivant que de besoin si l'installation est modifiée.*

« 18) *L'exploitation, l'inspection, les essais, la maintenance et les fonctions d'appui doivent être exécutés par un effectif suffisant d'agents dûment formés et habilités suivant des procédures approuvées.*

« 19) *Un appui technique dans tous les secteurs importants pour la sûreté doit être disponible tout au long de la durée de vie de l'installation.*

« 20) *L'exploitant doit établir des procédures approuvées et étayées par une documentation comme base des actions des opérateurs en cas d'incident de fonctionnement prévu ou d'accident.*

« 21) *L'exploitant doit notifier les incidents importants pour la sûreté à l'organisme de réglementation. L'exploitant et l'organisme de réglementation doivent établir des programmes complémentaires pour*

analyser l'expérience d'exploitation de façon que des enseignements en soient tirés et qu'il y soit donné suite. Ce retour d'expérience doit être partagé avec les organismes nationaux et internationaux pertinents.»

L'exploitation de l'installation doit être contrôlée sur la base d'une série de LCE découlant de l'analyse de sûreté, qui détermine le domaine dans lequel l'exploitation est sûre. Un appui technique approprié doit être fourni pour l'exploitation de l'installation. Les opérations doivent être menées par un personnel dûment qualifié et habilité, suivant des procédures d'exploitation écrites et validées pour l'exploitation normale et les incidents de fonctionnement prévus. Un programme d'assurance de la qualité (voir note de bas de page 14) doit être établi. Des procédures de gestion des conditions accidentelles doivent être mises en place. L'installation doit être régulièrement inspectée, testée et entretenue conformément à un programme approuvé mettant en œuvre des procédures de suivi pour faire en sorte que les SSC restent disponibles, fonctionnent comme prévu et soient capables de satisfaire aux objectifs et aux prescriptions de l'analyse de sûreté. Un programme pour l'utilisation et la modification sûres de l'installation doit être mis en place. Des examens périodiques doivent être conduits pour faire en sorte que le rapport de sûreté, les LCE et les procédures d'exploitation restent valides, compte tenu des conditions effectives de fonctionnement, notamment celles ayant trait au vieillissement, à l'expérience d'exploitation et aux normes de sûreté effectivement applicables. Les expositions du personnel du site aux rayonnements et aux rejets de matières radioactives doivent être réduites le plus possible et contrôlées autant que raisonnablement possible. L'exploitant doit établir un programme pour la collecte et l'analyse de données relatives à l'expérience d'exploitation. Les informations importantes du point de vue de la sûreté doivent être diffusées à toutes les parties concernées. Les prescriptions générales et particulières relatives à l'exploitation et à la maintenance des réacteurs de recherche sont présentées à la section 7.

2.24. Les principes de gestion des déchets radioactifs et de déclassé des installations nucléaires sont présentés à la section 5 de la référence [1] et reproduits ci-dessous :

« 22) La production de déchets radioactifs, qu'il s'agisse de l'activité ou du volume, doit être maintenue au niveau le plus bas possible par des mesures de conception et des pratiques d'exploitation appropriées. Le traitement et l'entreposage des déchets doivent être strictement contrôlés d'une manière qui soit compatible avec les prescriptions en matière de stockage définitif sûr.

« 23) *La conception d'une installation et le programme de déclasserment doivent tenir compte de la nécessité de limiter les radioexpositions pendant le déclasserment au niveau le plus bas qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre. Avant le début des activités de déclasserment, le programme de déclasserment doit être approuvé par l'organisme de réglementation.* »

Les prescriptions générales et les orientations concernant la gestion des déchets radioactifs et le déclasserment des installations nucléaires sont présentées dans plusieurs normes de sûreté de l'AIEA. Les principes, concepts et objectifs de la gestion des déchets radioactifs sont énoncés dans la référence [17]. Les prescriptions relatives aux rejets de matières radioactives et au stockage définitif des déchets radioactifs, y compris le déclasserment, sont établies dans la référence [4]. Des orientations complémentaires figurent dans les références [3 et 16]. Des prescriptions particulières pour la gestion des déchets radioactifs et le déclasserment des réacteurs de recherche sont présentées dans les sections 7 et 8.

3. CONTRÔLE RÉGLEMENTAIRE

GÉNÉRALITÉS

3.1. La présente section établit des prescriptions concernant des aspects généraux de l'infrastructure juridique et gouvernementale pour la sûreté des réacteurs de recherche. Les prescriptions relatives au contrôle réglementaire des installations nucléaires sont énoncées dans la référence [2]. Des orientations concernant l'application de ces prescriptions sont fournies dans les guides de sûreté complémentaires [3 à 6].

INFRASTRUCTURE JURIDIQUE

3.2. Le gouvernement doit veiller à ce qu'une base juridique et réglementaire adéquate existe pour évaluer la sûreté du réacteur de recherche. Il lui incombe d'adopter la législation nécessaire, laquelle doit assigner la responsabilité première en matière de sûreté à l'exploitant. « Le régime réglementaire doit être structuré et doté de ressources en fonction de l'ampleur et de la nature potentielles du risque qu'il faut maîtriser » (réf. [2], par. 2.1). La législation doit prévoir la création et la pérennisation d'un organisme de réglementation qui soit « réellement indépendant

des organismes chargés de la promotion des technologies nucléaires ou responsables d'installations ou d'activités » (réf. [2], par. 2.2 2).

ORGANISME DE RÉGLEMENTATION

3.3. Pour être efficace, l'organisme de réglementation doit être doté des pouvoirs juridiques et de l'autorité statutaire nécessaires pour s'acquitter de ses responsabilités et de ses fonctions. Ces pouvoirs comprennent habituellement celui d'examiner et d'évaluer les informations en matière de sûreté soumises par l'exploitant au cours de la procédure d'autorisation et d'appliquer la réglementation pertinente (par exemple délivrance, amendement ou révocation des licences ou des conditions dont elles sont assorties), et notamment de procéder à des inspections et à des enquêtes de conformité, de prendre des mesures d'exécution et de communiquer des informations aux autres autorités compétentes ou au public, selon les besoins.

PROCÉDURE D'AUTORISATION

Généralités

3.4. La procédure d'autorisation peut varier d'un État Membre à l'autre mais, dans tous les cas, pour les réacteurs nucléaires de recherche, ses principales étapes doivent comprendre:

- a) l'évaluation du site;
- b) la conception et la construction;
- c) la mise en service;
- d) l'exploitation, y compris l'utilisation et les modifications¹²;
- e) le déclassement.

3.5. Le processus d'autorisation est continu, car il commence à l'étape de l'évaluation du site et se poursuit jusqu'à la fin du déclassement du réacteur de recherche. Si les procédures d'autorisation et leurs étapes varient d'un pays à l'autre, la première mesure officielle en la matière sera constituée par l'autorisation du

¹² Bien que l'utilisation et la modification des réacteurs de recherche soient des activités faisant habituellement partie de l'exploitation, on peut les considérer comme des étapes distinctes de la procédure d'autorisation car elles supposent, du fait de leurs incidences sur la sûreté, un grand nombre d'examen-évaluations qui sont répétés à maintes reprises tout au long de la vie du réacteur (par. 7.87 à 7.94).

concept de sûreté et de la conception et par la délivrance d'un permis de construire pour un site évalué. Dans certains cas, une seule licence est délivrée pour le projet, mais elle est assortie de conditions de sorte qu'un contrôle puisse être exercé sur les étapes ultérieures (voir appendice de la réf. [6]). Malgré ces différences d'une pratique nationale à l'autre, l'exploitant doit présenter un RS comprenant une démonstration détaillée et une analyse adéquate de la sûreté. Le RS doit être examiné et évalué par l'organisme de réglementation avant que le projet ne soit autorisé à passer à l'étape suivante. L'organisme de réglementation et l'exploitant doivent rester étroitement en contact pendant tout le processus de contrôle réglementaire de l'installation.

Rapport de sûreté

3.6. Le RS, qui doit être établi par l'exploitant aux fins de la justification du site et de la conception, doit servir de base à l'exploitation sûre du réacteur de recherche. Ce rapport est un lien précieux entre l'exploitant et l'organisme de réglementation, dès lors que c'est le principal document sur lequel se fonde la procédure d'autorisation du réacteur. Il doit être tenu à jour pendant la durée de vie du réacteur en fonction de l'expérience et des connaissances acquises et conformément aux prescriptions réglementaires. On trouvera des orientations supplémentaires concernant la préparation et l'évaluation du RS dans la référence [7].

3.7. Le RS doit contenir une description détaillée du site du réacteur, du réacteur lui-même, des dispositifs expérimentaux et de toute autre installation et activité importante du point de vue de la sûreté. Il doit décrire en détail les principes et critères de sûreté généraux appliqués au stade de la conception pour la protection du réacteur, du personnel d'exploitation¹³, d'autres membres du personnel du site, du public et de l'environnement. Il doit comprendre une analyse des dangers potentiels liés à l'exploitation du réacteur. Il doit aussi présenter des analyses des séquences d'accidents du point de vue de la sûreté ainsi qu'une description des caractéristiques de sûreté prises en compte dans la conception, afin d'éviter les accidents ou d'en réduire la probabilité le plus possible ou d'en atténuer les conséquences grâce à la conception et aux procédures d'exploitation.

3.8. Le RS constituera le fondement sur lequel seront établies les LCE pour le réacteur. Il doit aussi fournir des détails sur la manière dont l'exploitant entend

¹³ Le personnel d'exploitation comprend le directeur du réacteur, les chefs de quart, les opérateurs et le personnel de maintenance et de radioprotection.

organiser et mener ses opérations et sur le programme d'assurance de la qualité (voir note de bas de page 14) pour toutes les phases de la vie du réacteur, y compris celles de la conception et de la construction. Enfin, il doit indiquer en détail le plan d'urgence prévu pour le réacteur de recherche.

3.9. En plus des éléments examinés aux paragraphes 3.7 et 3.8, le RS doit contenir des informations supplémentaires conformément aux prescriptions de la législation et de l'organisme de réglementation. Des orientations concernant les informations devant y figurer sont données dans la référence [7]. Le niveau de détail de ces informations dépendra du type, des caractéristiques (conception, puissance et utilisation) et du site du réacteur. Dans le cas des réacteurs de forte puissance, on aura généralement besoin, pour les scénarios d'accidents, de détails supplémentaires sur le site et sur les caractéristiques de sûreté destinées à protéger contre tout rejet important de matières radioactives dans l'environnement. Pour certains réacteurs (par exemple les assemblages critiques ou les réacteurs de faible puissance), les exigences en matière d'analyse de sûreté peuvent être moindres (voir par. 1.13). Cependant, étant donné que le RS pourra être le seul document complet à être établi sur la sûreté de l'installation, chaque point mentionné aux paragraphes 3.6 à 3.8 devrait y être étudié.

3.10. Le RS doit citer la documentation scientifique sous forme de références, lesquelles pourront s'avérer nécessaires pour pouvoir mener à bien une procédure approfondie d'examen-évaluation. Cette documentation de référence doit être aisément accessible à l'organisme de réglementation et ne pas faire l'objet d'une classification ou de restrictions qui empêcheraient de procéder à un examen-évaluation adéquat.

Examen-évaluation par l'organisme de réglementation

3.11. Un examen-évaluation des informations communiquées (habituellement sous la forme d'un RS) par l'exploitant pour étayer sa demande de licence doit être effectué par l'organisme de réglementation afin de déterminer si l'installation proposée peut être implantée, construite, mise en service, exploitée, utilisée, modifiée et déclassée sans risque radiologique indu pour le personnel affecté au site, le public et l'environnement. L'examen-évaluation doit être en rapport avec l'ampleur potentielle du risque associé au réacteur de recherche (voir par. 1.11 à 1.14). Dans le cadre de cet objectif général, les buts spécifiques de l'examen-évaluation doivent être les suivants

- a) déterminer si le site convient au type de réacteur de recherche proposé, à sa puissance et à son utilisation;

- b) déterminer, avant la construction, si la conception proposée de l'installation (systèmes ou modifications) répond aux prescriptions de l'organisme de réglementation et imposer toute prescription ou condition supplémentaire que l'organisme de réglementation peut juger nécessaire;
- c) déterminer si le demandeur possède la capacité, la fiabilité, les ressources, la structure organisationnelle et le personnel compétent qui sont nécessaires pour satisfaire aux prescriptions réglementaires et, en particulier, si le personnel ayant besoin d'une autorisation dans l'installation dotée d'un réacteur de recherche a été convenablement et suffisamment formé et a reçu l'autorisation nécessaire;
- d) déterminer si la construction reste conforme aux prescriptions de l'organisme de réglementation;
- e) déterminer si le programme de mise en service est adéquat et si ses résultats sont conformes aux objectifs de conception;
- f) déterminer si les LCE, y compris les mesures à prendre lorsqu'une limite de sûreté ou une condition limitative est enfreinte, sont justifiées et conformes aux prescriptions réglementaires et si un niveau de sûreté d'exploitation adéquat peut être assuré;
- g) déterminer si l'exploitation, l'utilisation et les procédures de modification de l'installation satisfont aux prescriptions de l'organisme de réglementation;
- h) déterminer si le processus de déclassement proposé satisfait aux prescriptions réglementaires ;
- i) faire en sorte que toutes les activités de conception et d'exploitation soient menées de manière à faciliter le déclassement du réacteur le moment venu;
- j) veiller à ce que des instruments financiers soient prévus pour le déclassement;
- k) déterminer si les rapports récapitulatifs périodiques et les notifications d'incidents sont conformes aux prescriptions réglementaires;
- l) déterminer si les réévaluations systématiques de la sûreté sont suffisamment complètes et si l'expérience d'exploitation et les nouvelles informations relatives à la sûreté sont prises en compte.

3.12. Il faut fixer très tôt, pour la soumission des documents devant faire l'objet de l'examen-évaluation, un calendrier indiquant les étapes appropriées de la procédure d'autorisation.

Critères d'acceptation

3.13. Chaque État doit définir sa propre approche des critères d'acceptation, selon sa législation et son infrastructure réglementaire. Les critères retenus en

fonction de principes appropriés relatifs à la conception et à l'exploitation en toute sûreté devront être communiquées à l'exploitant.

INSPECTION ET EXÉCUTION

3.14. Les paragraphes 5.12 et 5.13 de la référence [2] établissent les prescriptions générales relatives à l'inspection et à l'exécution.

3.15. L'organisme de réglementation doit mettre en place un programme d'inspections planifiées et systématiques. La portée de ce programme et la fréquence des inspections doivent être en rapport avec le risque potentiel posé par le réacteur de recherche.

3.16. S'il est manifeste que le niveau de sûreté a baissé, ou en cas de violation grave qui, de l'avis de l'organisme de réglementation, pourrait créer un danger radiologique imminent pour les travailleurs, le public ou l'environnement, l'organisme de réglementation doit enjoindre l'exploitant de réduire ses activités et de prendre toute autre mesure nécessaire pour rétablir un niveau de sûreté satisfaisant. En cas d'inobservation continue, persistante ou extrêmement grave, l'organisme de réglementation doit donner pour instruction à l'exploitant de réduire ses activités et peut suspendre ou annuler l'autorisation.

4. GESTION ET VÉRIFICATION DE LA SÛRETÉ

RESPONSABILITÉS DE L'EXPLOITANT

Généralités

4.1. L'exploitant doit être responsable au premier chef de la sûreté du réacteur de recherche pendant toute sa durée de vie, c'est-à-dire depuis le début du projet (évaluation du site, conception et construction) jusqu'au déclassement final, en passant par la mise en service, l'exploitation, l'utilisation et les modifications. Afin que le personnel, à tous les échelons, fasse preuve de rigueur et de minutie dans la réalisation et le maintien de la sûreté, l'exploitant doit:

- a) établir et mettre en œuvre des politiques de sûreté et veiller à ce que la priorité la plus élevée soit accordée aux questions de sûreté;
- b) délimiter clairement les responsabilités et obligations, avec la structure hiérarchique et les lignes de communication correspondantes;
- c) veiller à disposer, à tous les niveaux, d'un personnel suffisamment nombreux qui soit convenablement formé;
- d) élaborer et appliquer strictement des procédures rationnelles pour toutes les activités pouvant avoir une incidence sur la sûreté en veillant à ce que les responsables et les superviseurs favorisent et encouragent de bonnes pratiques de sûreté et corrigent les pratiques déficientes en la matière;
- e) procéder régulièrement à des examens, contrôles et enquêtes pour toutes les questions de sûreté, et mettre en œuvre les mesures correctives appropriées selon les besoins;
- f) faire preuve d'engagement envers la culture de sûreté sur la base d'une déclaration de politique et d'objectifs de sûreté diffusés à tout le personnel et compris par lui.

Les fonctions et responsabilités de l'exploitant pour ce qui est d'assurer la sûreté à chacune des étapes susmentionnées sont indiquées aux paragraphes 2.11 à 2.23 ainsi qu'à la section 4. Des prescriptions particulières sont établies dans la section 5 (voir par. 5.2 et 5.40), la section 6 (voir par. 6.4) et la section 7. Les prescriptions concernant la préparation au déclassement figurent dans la section 8 (voir par. 8.7).

Interaction entre l'organisme de réglementation et l'exploitant

4.2. L'exploitant doit démontrer à l'organisme de réglementation qu'il assumera sa responsabilité en matière de sûreté à toutes les étapes de la vie du réacteur. Dès que l'exploitant entame une nouvelle étape, il doit soumettre une démonstration détaillée, comprenant une analyse de sûreté adéquate, que l'organisme de réglementation examinera et évaluera avant d'autoriser le projet à passer à l'étape suivante.

4.3. L'exploitant doit soumettre en temps voulu toute information demandée par l'organisme de réglementation. Il doit prendre des dispositions avec les fournisseurs pour faire en sorte que toute information demandée par l'organisme de réglementation soit disponible. Il doit également être chargé de porter à la connaissance de l'organisme de réglementation toute nouvelle information concernant le réacteur de recherche et toute modification apportée à des informations soumises antérieurement.

4.4. La présentation et le contenu des documents soumis à l'organisme de réglementation par l'exploitant à l'appui d'une demande de licence doivent se fonder sur les prescriptions établies aux paragraphes 3.6 à 3.10. L'organisme de réglementation peut demander des informations supplémentaires, suivant les pratiques réglementaires de l'État Membre.

ASSURANCE DE LA QUALITÉ¹⁴

4.5. La mise en place, la gestion, l'exécution et l'évaluation d'un programme d'assurance de la qualité jouent un rôle important pour assurer la sûreté d'un réacteur de recherche et de ses expériences associées. L'exploitant doit établir et mettre en œuvre des prescriptions d'assurance de la qualité fondées sur la performance pour les réacteurs de recherche, qui couvrent les phases suivantes : évaluation du site, conception, construction, mise en service, exploitation, utilisation, modification et déclassement. En particulier, toutes les activités opérationnelles relatives à la sûreté, telles que celles indiquées dans l'annexe II, y compris le déclassement, doivent être couvertes par des prescriptions d'assurance de la qualité appropriées.

4.6. L'exploitant doit élaborer en temps voulu des programmes d'assurance de la qualité pour toutes les phases de la vie d'un réacteur de recherche, afin que le calendrier des activités relatives à chaque phase puisse être respecté. En particulier, les activités d'étude du site, normalement entreprises bien avant le lancement d'un projet, doivent être couvertes par un programme d'assurance de la qualité.

4.7. La référence [9] établit des prescriptions pour un programme d'assurance de la qualité et énonce des objectifs, principes et orientations. Ces derniers doivent être pris en considération lors de la préparation d'un programme d'assurance de la qualité pour un réacteur de recherche grâce à une approche

¹⁴ L'AIEA procède actuellement à la révision des normes de sûreté relatives à l'assurance de la qualité qui ont été publiées en 1999 dans la collection Sécurité sous le numéro 50-C/SG-Q. Le document révisé, qui fera partie de la catégorie des Prescriptions de sûreté, couvrira les systèmes de gestion pour la protection et la sûreté dans les installations nucléaires et les activités faisant appel aux rayonnements ionisants. L'expression « système de gestion » a été adoptée dans les projets de révision pour remplacer « assurance de la qualité » et « programme d'assurance de la qualité ». Ce terme couvre tous les aspects de la gestion d'une installation nucléaire, telle qu'un réacteur de recherche, et réunit les prescriptions relatives à la sûreté, à la santé, à l'environnement et à l'assurance de la qualité en un seul système cohérent.

modulée tenant compte de l'importance pour la sûreté de chaque constituant, service ou procédé. Une approche modulée doit être adoptée afin de tenir compte des différences prévues et acceptées dans l'application aux réacteurs de recherche de prescriptions particulières en matière d'assurance de la qualité. Le degré de détail d'un programme d'assurance de la qualité requis pour un réacteur de recherche particulier ou une expérience précise est déterminé par le risque potentiel qu'ils présentent (voir par. 1.11 et 1.14) et doit satisfaire aux prescriptions de l'organisme de réglementation. La référence [10] contient des orientations supplémentaires concernant la modulation du programme d'assurance de la qualité.

4.8. Le programme d'assurance de la qualité doit être examiné et approuvé aux niveaux hiérarchiques appropriés de l'exploitant et soumis à l'organisme de réglementation. Les dispositions du programme doivent reposer sur les trois principes fonctionnels suivants:

- a) Les responsables planifient, dirigent, fournissent des ressources et appuient de manière à atteindre les objectifs;
- b) Le personnel exécute les activités en vue d'atteindre la qualité;
- c) Le personnel de l'exploitant ou un organe extérieur effectue des évaluations indépendantes afin de mesurer l'efficacité des processus de gestion et de l'exécution des activités.

Gestion

4.9. La direction doit apporter et marquer son appui à la mise en œuvre efficace du programme d'assurance de la qualité dans tous les domaines d'activité. Les aspects liés à la gestion du programme d'assurance de la qualité doivent comprendre:

- a) une déclaration de politique de l'organisme sur l'assurance de la qualité;
- b) la structure organisationnelle;
- c) les responsabilités fonctionnelles;
- d) les besoins en matière de formation, de qualification et d'homologation;
- e) les échelons hiérarchiques et les interfaces pour le personnel qui gère et exécute les travaux et qui en évalue la qualité.

Exécution

4.10. Au cours de toutes les étapes de la vie d'un réacteur de recherche, les travaux doivent être planifiés et exécutés conformément aux codes, aux normes,

aux spécifications, aux procédures et aux contrôles administratifs établis. Les constituants et services importants pour la sûreté doivent être spécifiés et contrôlés pour assurer leur utilisation, leur maintenance et leur configuration correctes.

4.11. Il faut s'assurer que les constituants et services achetés satisfont aux prescriptions établies et sont conformes aux spécifications. Les fournisseurs doivent être évalués et choisis en fonction de critères spécifiés. Les prescriptions concernant la notification d'écarts par rapport aux spécifications d'achat doivent être précisées dans les documents relatifs aux achats. Des preuves démontrant que les constituants et services achetés répondent aux spécifications d'achat doivent pouvoir être vérifiées avant l'utilisation des constituants ou la fourniture des services.

Évaluation

4.12. À tous les niveaux, les responsables doivent périodiquement évaluer les processus dont ils sont chargés pour déterminer leur efficacité dans la réalisation des objectifs relatifs à la sûreté nucléaire. Les faiblesses existant dans les processus doivent être recensées et corrigées.

4.13. Des évaluations indépendantes doivent être menées au nom de la direction en vue de mesurer l'efficacité des processus de gestion et la conformité des activités menées, de surveiller la qualité des constituants et des services et d'en favoriser l'amélioration. Aucune des personnes effectuant les évaluations indépendantes ne doit participer directement aux activités évaluées.

VÉRIFICATION DE LA SÛRETÉ

Évaluations de la sûreté

4.14. Une évaluation de sûreté approfondie doit être effectuée par l'exploitant pour confirmer que le projet satisfait aux prescriptions de sûreté formulées au début du processus de conception. Cette évaluation doit se fonder sur les données tirées de l'analyse de sûreté (voir par. 2.7) et sur des informations provenant d'autres sources, telles que les résultats de recherches et l'expérience d'exploitation antérieure. 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 la conception avance. Des méthodes ont été élaborées pour déterminer si les objectifs de sûreté ont été atteints. Des orientations supplémentaires en la matière sont données dans la référence [7]. L'évaluation de la sûreté doit se poursuivre pendant toutes les étapes de la vie du réacteur et prendre en compte l'ampleur et la nature potentielles du risque que présente une installation ou une activité particulière (voir par. 5.7 de la réf. [2]).

Comités de sûreté

4.15. Un ou plusieurs groupes consultatifs ou comités de sûreté indépendants du directeur du réacteur¹⁵ doivent être créés pour conseiller l'exploitant sur a) les aspects pertinents de la sûreté du réacteur et de sa sûreté d'utilisation, et b) l'évaluation des aspects de la sûreté qui concernent la conception, la mise en service et l'exploitation du réacteur. L'un des comités doit également conseiller le directeur du réacteur (voir par. 7.25 et 7.26). Les membres de ce(s) groupe(s) doivent être des spécialistes de divers domaines liés à l'exploitation et à la conception du réacteur de recherche. Il peut être souhaitable d'y inclure également des experts extérieurs (c'est-à-dire ne dépendant pas de l'exploitant). Selon la complexité des opérations réalisées dans le réacteur de recherche, l'un des groupes consultatifs pourrait ne pas relever de l'exploitant. Les fonctions, les pouvoirs, la composition et le mandat de ces comités doivent être consignés dans des documents qui doivent au besoin être communiqués à l'organisme de réglementation. Il faut aussi établir la liste des questions que le comité de sûreté doit examiner. Cette liste doit comprendre, notamment, ce qui suit:

- a) modifications proposées aux LCE dans la licence de l'installation;
- b) propositions concernant des essais, expériences, équipements, systèmes ou procédures nouveaux qui sont importants pour la sûreté;
- c) modifications proposées à des constituants importants pour la sûreté et à des expériences qui ont une incidence sur la sûreté;
- d) violations des LCE, de la licence et de procédures importantes pour la sûreté;

¹⁵ Le directeur du réacteur est le membre de l'équipe de direction du réacteur à qui l'exploitant assigne la responsabilité directe de l'exploitation sûre du réacteur de recherche et l'autorité en la matière, et dont les fonctions consistent principalement à s'acquitter de cette responsabilité (voir par. 7.2 et 7.11).

- e) conception, y compris la composition chimique, des éléments combustibles nucléaires¹⁶ et des éléments de commande de la réactivité;
- f) événements qui doivent faire ou ont fait l'objet d'un rapport à l'organisme de réglementation;
- g) examens périodiques de la performance en matière d'exploitation et de sûreté de l'installation;
- h) rapports sur les rejets normaux de matières radioactives dans l'environnement;
- i) rapports sur les doses de rayonnements au personnel de l'installation et au public.

Autoévaluation et examens par des pairs

4.16. Pour mettre en application les principes de vérification de la sûreté (par. 2.15 à 2.16), l'exploitant doit mener à bien des examens périodiques approfondis sur les questions d'exploitation et les activités liées à la sûreté. La stratégie d'examen et les facteurs de sûreté à évaluer doivent être approuvés ou agréés par l'organisme de réglementation. Ces examens auront principalement pour objectif de cerner et de résoudre les problèmes de sûreté et de performance et, au besoin, d'améliorer la sûreté (voir par. 7.108 à 7.110).

5. ÉVALUATION DU SITE

ÉVALUATION INITIALE ET CHOIX D'UN SITE

Objectif

5.1. L'objectif principal de l'évaluation du site d'un réacteur de recherche est la protection du public et de l'environnement contre les conséquences radiologiques de rejets normaux et accidentels de matières radioactives. Il faut recueillir des informations suffisamment détaillées pour corroborer l'analyse de sûreté afin de montrer que l'installation dotée du réacteur de recherche peut être exploitée en toute sûreté sur le site proposé. Pour les réacteurs de faible puissance, le

¹⁶ Les éléments combustibles nucléaires sont les éléments contenant des matières nucléaires fissionnables et fissiles qui sont utilisés dans le cœur d'un réacteur de recherche pour produire des neutrons.

degré de détail peut être sensiblement moindre que pour les réacteurs de moyenne ou de forte puissance (voir par. 1.11 à 1.14). Les résultats de l'évaluation du site doivent être consignés dans des documents et présentés avec suffisamment de détail pour permettre un examen indépendant par l'organisme de réglementation. Cela peut constituer la première partie de l'élaboration d'un RS pour le réacteur de recherche.

5.2. L'évaluation du site doit définir les limites de la zone du site (voir glossaire) dépendant de l'exploitant et les droits juridiques de ce dernier à l'intérieur de cette zone. Toute activité sans lien avec l'exploitation du réacteur de recherche mais permise à l'intérieur de ces limites doit être évaluée et justifiée. Dans le cadre de l'évaluation d'un site particulier pour un réacteur de recherche, l'exploitant doit étudier et évaluer les caractéristiques du site pouvant avoir une incidence sur certains aspects de la sûreté du réacteur. L'objectif de l'évaluation est de montrer comment ces caractéristiques du site influenceront sur les critères de conception et d'exploitation de l'installation et qu'elles sont adéquates du point de vue de leurs incidences sur la sûreté.

5.3. Pour évaluer si un site convient pour un réacteur de recherche, il faut tenir compte des aspects suivants:

- a) effets des événements externes pouvant se produire dans la région du site (ces événements pourraient être d'origine naturelle ou humaine);
- b) caractéristiques du site et de son environnement qui pourraient influencer sur le transfert aux humains de matières radioactives rejetées;
- c) densité et répartition de la population et autres caractéristiques des environs du site présentant un intérêt pour d'éventuelles mesures d'urgence et nécessité d'évaluer les risques aux niveaux individuel et collectif;
- d) autres installations nucléaires présentes éventuellement sur le site;
- e) possibilité de disposer d'une source froide ultime sur le site.

5.4. Si l'évaluation, compte tenu de ces cinq facteurs et notamment de leur évolution prévisible, montre que le site ne convient pas et si les insuffisances constatées ne peuvent pas être compensées par des caractéristiques de conception, des mesures de protection du site ou des procédures administratives, le site doit être considéré comme impropre (les caractéristiques de conception et les mesures de protection du site sont les moyens de prédilection pour compenser des insuffisances).

CRITÈRES GÉNÉRAUX POUR L'ÉVALUATION DES SITES

5.5. Les caractéristiques du site qui peuvent influencer sur la sûreté du réacteur de recherche doivent être étudiées et évaluées. Il faut examiner les caractéristiques du milieu naturel de la région qui pourraient subir les impacts radiologiques potentiels de rejets radioactifs du réacteur dans les conditions de fonctionnement et les conditions accidentelles. Toutes ces caractéristiques doivent être surveillées tout au long de la vie du réacteur de recherche.

5.6. Il faut déterminer des risques associés à des événements externes (ou à des combinaisons d'événements) qui doivent être pris en considération lors de la conception du réacteur. La conjugaison éventuelle d'événements externes avec des incidents de fonctionnement prévus ou des ADD doit être envisagée dans les cas où un incident de fonctionnement prévu ou un ADD est causé par l'événement externe en question et où il faut tenir compte d'événements externes de longue durée (tels que les inondations) ou de longues périodes de rétablissement des conditions normales après l'événement.

5.7. Pour l'analyse de l'adéquation du site, il faut se pencher sur des questions telles que l'entreposage et le transport du combustible neuf, du combustible usé et des déchets radioactifs.

5.8. Il faudrait tenir compte des interactions possibles entre les effluents nucléaires et non nucléaires, telles que l'action de la chaleur ou de produits chimiques sur les matières radioactives présentes dans les effluents liquides.

5.9. Les conséquences radiologiques potentielles pour la population de la région doivent être évaluées pour chaque site proposé, tant dans les conditions de fonctionnement que dans des conditions accidentelles, notamment celles qui pourraient amener à prendre des mesures d'urgence.

5.10. Les sites proposés doivent être étudiés de façon adéquate en ce qui concerne toutes celles de leurs caractéristiques qui pourraient avoir une incidence sur la sûreté en cas d'événements externes d'origine naturelle ou humaine.

5.11. Il faut recueillir, pour la région, les données préhistoriques, historiques et instrumentales, le cas échéant, concernant la survenue et la gravité de phénomènes naturels importants ou les événements et activités d'origine humaine, et en analyser soigneusement la fiabilité, la précision et l'exhaustivité.

5.12. Pour l'évaluation d'un site visant à en déterminer l'impact radiologique potentiel sur la région dans les conditions de fonctionnement et les conditions accidentelles du réacteur pouvant amener à prendre des mesures d'urgence, il faut estimer correctement les rejets attendus ou potentiels de matières radioactives, en tenant compte de la conception de l'installation et de ses dispositifs de sûreté. Ces estimations doivent être confirmées lorsque la conception et les dispositifs de sûreté ont été établis.

5.13. La région dans laquelle il est proposé d'implanter le réacteur doit aussi être évaluée en termes de répartition actuelle et prévue de la population, répartition qui peut influencer sur les conséquences possibles de rejets radioactifs sur les individus et l'ensemble de la population (voir aussi par. 5.37). Le cas échéant, des mesures appropriées doivent être prises pour s'assurer que le risque global associé au réacteur de recherche proposé sur le site en question reste suffisamment faible.

5.14. Avant d'entamer la construction du réacteur de recherche, il faut confirmer que l'élaboration d'un plan d'urgence hors site avant que le réacteur ne soit mis en service ne devrait pas poser de problème majeur (voir aussi l'Appendice).

Séismes

5.15. Le risque lié aux mouvements du sol dus aux séismes doit être évalué pour le site en tenant compte des caractéristiques sismotectoniques de la région et des caractéristiques spécifiques du site. Diverses méthodes peuvent être utilisées pour déterminer le risque sismique. Il faut tenir compte des incertitudes associées à ces méthodes lors de l'établissement des paramètres de mouvement du sol pour la base de conception. Appendice

5.16. L'étendue et le niveau de détail des études de site effectuées en vue de déterminer ces paramètres dépendra de l'installation en question. Dans le cas d'installations relativement petites présentant un potentiel minime de conséquences radiologiques pour la population, il peut être préférable (et plus rentable) de limiter les études de site et d'utiliser plutôt des valeurs prudentes pour les paramètres de dimensionnement. Cette prudence est nécessaire car, en général, les incertitudes qui demeurent sont plus grandes lorsque les études de site ne sont pas très approfondies.

Failles en surface

5.17. S'il existe des signes de failles en surface dans la région ou si les preuves du contraire ne sont pas suffisantes, ce phénomène doit être étudié. Si le site se trouve dans une zone où les failles en surface présentent un potentiel important de déplacement relatif en surface ou près de la surface (c'est-à-dire s'il s'agit d'une faille capable), le site sera considéré comme impropre, à moins qu'une analyse approfondie ne démontre que des solutions techniques seraient matériellement réalisables.

ÉVÉNEMENTS MÉTÉOROLOGIQUES EXTRÊMES ET RARES

Valeurs extrêmes des phénomènes météorologiques

5.18. Pour pouvoir évaluer les valeurs extrêmes possibles des phénomènes météorologiques ci-après, il faut recueillir des données sur une période suffisante : vent, pluie, neige, températures hautes et basses et ondes de tempête. Les résultats de l'évaluation du site doivent être décrits de façon à pouvoir être utilisés pour la conception de l'installation.

Événements météorologiques rares

Tornades

5.19. La potentialité de tornades et de projectiles associés doit être évaluée pour la région en question, de même que le risque posé par ces phénomènes.

Cyclones tropicaux

5.20. La potentialité de cyclones tropicaux et de projectiles associés doit être évaluée pour la région en question, de même que le risque posé par ces phénomènes.

INONDATIONS

Inondations dues aux précipitations et à d'autres causes

5.21. La potentialité d'inondations dues aux précipitations et aux crues pouvant influencer sur la sûreté du réacteur de recherche doit être évaluée pour la région.

5.22. Pour les sites côtiers et les sites situés dans des estuaires, il faut évaluer la potentialité d'inondations qui résulteraient de la conjonction d'une grande marée, d'une pression atmosphérique très basse, des effets du vent sur les masses d'eau et de l'action des vagues, comme celles qui sont dues aux cyclones.

Raz-de-marée

5.23. La potentialité de tsunamis ou de seiches pouvant influencer sur la sûreté du réacteur de recherche doit être évaluée pour la région.

Inondations et vagues dues à la rupture d'ouvrages d'aménagement hydraulique

5.24. Les informations concernant les ouvrages d'aménagement hydraulique situés en amont doivent être évaluées pour déterminer si le réacteur de recherche pourrait résister aux effets de leur rupture.

RISQUES GÉOTECHNIQUES

Instabilité des pentes

5.25. Le site et ses environs doivent être étudiés pour déterminer la potentialité d'instabilités des pentes (telles que glissements de terrain ou de roches et avalanches) qui pourraient influencer sur la sûreté du réacteur de recherche.

Effondrement, affaissement ou soulèvement de terrain sur le site

5.26. La potentialité d'effondrement, d'affaissement ou de soulèvement doit être évaluée.

Fluidification du sol

5.27. La potentialité de fluidification des matériaux du sous-sol du site proposé doit être évaluée.

Comportement des matériaux de fondation

5.28. Il faut analyser les caractéristiques géotechniques des matériaux du sous-sol, y compris les incertitudes les entourant, et établir un profil du sol sous une forme appropriée aux fins de la conception.

Autres conditions extrêmes et phénomènes naturels importants

5.29. Il faut rassembler et analyser les données historiques sur les phénomènes pouvant nuire à la sûreté du réacteur de recherche tels que volcanisme, vents forts, fréquence et gravités des foudroiements, tempêtes de sable, précipitations intenses, neige, glace, grêle et formation de cristaux de glace sous la surface au sein d'une masse d'eau surfondue (frasil).

RISQUES EXTERNES D'ORIGINE HUMAINE

Chutes d'aéronefs

5.30. Il faut évaluer la potentialité de chutes d'aéronefs, y compris les impacts, l'incendie et les explosions sur le site, compte tenu des caractéristiques actuelles et futures du trafic aérien, de l'emplacement et du type d'aéroports, ainsi que des aéronefs, y compris ceux détenant une autorisation spéciale de vol au-dessus ou à proximité de l'installation, tels que les avions et les hélicoptères de lutte contre les incendies.

Explosions chimiques

5.31. Il faut recenser, dans la région, les activités qui comportent la manipulation, le traitement, le transport et le stockage de produits chimiques présentant une potentialité d'explosion ou d'émission de nuages de gaz capables de produire une déflagration ou une détonation.

Autres événements d'origine humaine importants

5.32. Il faut enquêter aux environs du site pour recenser les installations où des matières inflammables, toxiques, corrosives ou radioactives susceptibles de nuire à la sûreté pourraient être entreposées, traitées, transportées ou manipulées de toute autre manière.

PRESCRIPTIONS PARTICULIÈRES POUR LA CARACTÉRISATION DE LA RÉGION À L'ÉTUDE

Dispersion de matières radioactives dans l'atmosphère

5.33. Il faut établir une description météorologique de la région, et notamment des paramètres et phénomènes météorologiques de base. Il faut soumettre des données pour au moins une année représentative, en y ajoutant toutes les données provenant d'autres sources dont on pourrait disposer. Des données représentatives des conditions météorologiques locales devraient être rassemblées. Il faudrait aussi indiquer dans quelle mesure ces données sont représentatives des caractéristiques météorologiques à long terme du site. Ces informations peuvent être obtenues en comparant les données du site avec les données concomitantes à long terme des stations météorologiques synoptiques environnantes.

5.34. Sur la base des données tirées de l'étude de la région, il faut évaluer la dispersion atmosphérique possible des rejets radioactifs.

Dispersion de matières radioactives dans les eaux de surface

5.35. Il faut établir une description des caractéristiques hydrologiques des eaux de surface de la région indiquant notamment les principales caractéristiques des masses d'eau, qu'elles soient naturelles ou artificielles, et fournir des données sur l'utilisation de ces eaux dans la région. Il faut évaluer l'impact éventuel sur le groupe critique d'une contamination des eaux de surface.

Dispersion de matières radioactives dans les eaux souterraines

5.36. Il faut établir une description de l'hydrologie des eaux souterraines de la région indiquant notamment les principales caractéristiques des formations aquifères et leurs interactions avec les eaux de surface et fournissant des données sur l'utilisation des eaux souterraines dans la région. Il faut évaluer l'impact éventuel sur le groupe critique d'une contamination des eaux souterraines.

Répartition de la population

5.37. Il faut déterminer la répartition de la population dans la région. En particulier, il faut recueillir des informations sur la répartition actuelle et prévisible de la population sédentaire et passagère aux environs du site et les tenir à jour pendant la durée de vie du réacteur de recherche. La répartition de la

population devrait être utilisée dans l'évaluation, pour le site, des impacts éventuels sur le public de tout rejet de matières radioactives.

Utilisation du sol et de l'eau dans la région

5.38. Pour évaluer les effets possibles du réacteur de recherche proposé sur la région, et en particulier pour établir les plans d'urgence, il faut recenser les utilisations du sol et de l'eau. L'évaluation devrait inclure les sols et les masses d'eau qui peuvent être utilisés par la population ou servir d'habitat à des organismes faisant partie de la chaîne alimentaire.

Radioactivité ambiante

5.39. Avant la mise en service du réacteur de recherche, il faut déterminer, le cas échéant, la radioactivité de l'atmosphère, de l'hydrosphère, de la lithosphère et du biote au voisinage du site, afin de permettre d'évaluer ultérieurement les effets du réacteur sur la radioactivité dans l'environnement.

SUIVI DES RISQUES

5.40. Les caractéristiques des risques d'origine naturelle ou humaine et les conditions démographiques, météorologiques et hydrologiques intéressant le réacteur de recherche doivent faire l'objet, tout au long de la vie de l'installation, d'un suivi débutant au plus tard lors de sa mise en chantier et se poursuivant jusqu'à son déclassement.

6. CONCEPTION

PHILOSOPHIE DE LA CONCEPTION

Généralités

6.1. Le réacteur de recherche doit être conçu de telle manière que les objectifs de sûreté (voir par. 2.2) sont atteints. Les prescriptions de conception générales figurant dans la présente section doivent être appliquées à la conception de tous les types de réacteurs de recherche. Une série de prescriptions de conception

particulières doivent en outre être appliquées, s'il y a lieu, à la conception des SSC pour des types particuliers de réacteurs.

6.2. L'application de ces prescriptions est un processus interactif, et il faut les mettre en œuvre au cours de toutes les phases de la conception, compte tenu des résultats de l'analyse de sûreté concomitante (voir aussi par. 2.7 et 6.72 à 6.78).

6.3. Le concepteur du réacteur doit prendre en considération non seulement le réacteur lui-même, mais aussi, le cas échéant, les installations associées qui peuvent influencer sur la sûreté. En outre, il doit tenir compte des effets du réacteur tel que conçu sur les installations associées ainsi que des incidences de la conception à toutes les étapes de la vie du réacteur (par exemple, pour ce qui est des conditions de service, des champs électromagnétiques et d'autres interférences).

6.4. Pour parvenir à une conception sûre, il faut que le concepteur du réacteur et l'exploitant restent en liaison étroite. Le concepteur doit faire le nécessaire pour préparer, présenter et soumettre de manière ordonnée les documents de conception à l'exploitant afin qu'il s'en serve pour l'établissement du RS. La conception et le RS devraient être établis en parallèle (voir par. 3.6 à 3.10).

6.5. Il faudrait prêter dûment attention au mode de fonctionnement (par exemple, fonctionnement à la demande plutôt qu'en régime continu, à différents niveaux de puissance, avec différentes configurations du cœur et avec différents combustibles nucléaires) ainsi qu'à la stabilité du réacteur à différents niveaux de puissance d'utilisation lors de la conception des systèmes de sûreté.

Défense en profondeur

6.6. Le concept de défense en profondeur (voir par. 2.5 à 2.7) doit être appliqué à la conception afin d'assurer une protection modulée (« enveloppante ») contre divers transitoires du réacteur, y compris les transitoires résultant d'une défaillance du matériel ou d'une fausse manœuvre et d'événements internes ou externes susceptibles d'entraîner un ADD. Il faut tenir compte en particulier des points suivants dans la conception:

- a) Emploi de marges de conception prudentes, exécution d'un programme d'assurance de la qualité (voir note de bas de page 14) et organisation d'activités de surveillance;

- b) Recours à une succession de barrières physiques faisant obstacle au rejet de matières radioactives provenant du réacteur. Comme exemples de barrières de ce genre, on peut citer la matrice du combustible, la gaine du combustible, le circuit primaire de refroidissement, la piscine et le bâtiment-réacteur. Élaboration également, selon que de besoin, de dispositions assurant l'efficacité de ces barrières ainsi que leur surveillance et leur protection;
- c) Application du critère de défaillance unique en assurant l'accomplissement de chacune des fonctions de sûreté fondamentales suivantes:
 - mise à l'arrêt du réacteur et son maintien à l'état d'arrêt sûr dans l'ensemble des conditions de fonctionnement ou des ADD;
 - évacuation correcte de la chaleur après la mise à l'arrêt, en particulier de celle du cœur (voir par. 6.131), y compris lors d'ADD;
 - confinement« des matières radioactives afin d'éviter ou d'atténuer les rejets non programmés dans l'environnement;
- d) Recours à des plans d'urgence sur site et hors site destinés à atténuer les conséquences pour le public et l'environnement d'un éventuel rejet substantiel d'effluents radioactifs dans l'environnement¹⁷.

6.7. Aux fins de l'application du concept de défense en profondeur, il faut prévoir des équipements, composés de systèmes de sûreté et de constituants ou systèmes en rapport avec la sûreté, ainsi que des procédures destinées à éviter et à maîtriser les écarts par rapport aux conditions de fonctionnement de même qu'à éviter et à atténuer les conditions accidentelles ou à assurer une protection appropriée en cas d'échec de la prévention. Ces équipements, en particulier ceux utilisés pour mettre en œuvre les niveaux 2 à 4 visés au paragraphe 2.6, qui sont constitués habituellement par des systèmes de sûreté et des dispositifs de sauvegarde, doivent faire l'objet de prescriptions de conception spéciales.

6.8. Il faut assurer l'accomplissement des trois fonctions de sûreté fondamentales mentionnées à l'alinéa c) du paragraphe 6.6 — à savoir essentiellement la mise à l'arrêt du réacteur, le refroidissement, en particulier du cœur du réacteur, et le confinement des matières radioactives — en prévoyant dans la conception une combinaison appropriée de dispositifs de sûreté intrinsèques et passifs, de systèmes de sûreté et de dispositifs de sauvegarde et en appliquant des procédures administratives pendant toute la durée de vie du réacteur. Comme exemple de dispositif de sûreté intrinsèque, on peut citer le

¹⁷ Pour la mise en œuvre d'un plan d'urgence, il peut être nécessaire que le concepteur prenne des dispositions de conception appropriées (voir par. 6.30 et 6.31).

choix de matériaux et de géométries propres à assurer des coefficients de réactivité négatifs instantanés.

Fonctions de sûreté

6.9. Les fonctions de sûreté constituent les fonctions caractéristiques essentielles associées aux SSC qui garantissent la sûreté du réacteur, ainsi qu'il a été indiqué à l'alinéa c) du paragraphe 6.6. Elles doivent être adaptées à la conception particulière du réacteur. En exploitation normale, les équipements requis pour remplir les fonctions de sûreté seront constitués par les systèmes d'exploitation. Ces systèmes devront généralement être complétés par des dispositifs de sauvegarde pour remplir leurs fonctions en cas d'incidents de fonctionnement prévus et d'ADD.

6.10. Dans la conception des systèmes de sûreté, y compris les dispositifs de sauvegarde, utilisés pour remplir les trois fonctions de sûreté fondamentales — mise à l'arrêt du réacteur, refroidissement, en particulier du cœur du réacteur, et confinement des matières radioactives — il faut appliquer le critère de défaillance unique, assurer une fiabilité élevée et prévoir des dispositions propres à faciliter les tâches régulières d'inspection, d'essai et de maintenance.

Critères d'acceptation et règles de conception

6.11. Conformément au paragraphe 3.13, des critères d'acceptation doivent être établis pour les conditions de fonctionnement et les ADD. Aux fins de l'établissement des critères d'acceptation, il faut déterminer en particulier les ADD pris en compte dans la conception du réacteur de recherche et les AHD retenus. Pour la conception des SSC, les critères d'acceptation peuvent être utilisés sous la forme de règles de conception techniques. Ces règles peuvent comprendre des prescriptions figurant dans des codes et des normes établis au niveau national ou international. L'organisme de réglementation doit examiner les critères d'acceptation.

PRESCRIPTIONS DE CONCEPTION GÉNÉRALES

Classement des SSC¹⁸

6.12. Il faut commencer par spécifier les SSC et les logiciels de contrôle-commande qui sont importants pour la sûreté, puis les classer selon leur fonction et leur importance pour la sûreté. Il faut indiquer sur quelles bases sont classés les SSC, y compris les logiciels, du point de vue de la sûreté et appliquer les prescriptions de conception conformément à leur classement.

6.13. La méthode suivie pour le classement des SSC, y compris les logiciels, selon leur importance pour la sûreté doit se fonder sur des méthodes déterministes, complétées, s'il y a lieu, par des méthodes probabilistes et un jugement technique, pour lesquels il est tenu compte de leurs fonctions de sûreté et des conséquences du non-accomplissement de celles-ci. Des interfaces de conception appropriées entre les SSC appartenant à des classes différentes doivent être prévues afin de garantir que la défaillance d'un constituant quelconque appartenant à une classe de sûreté inférieure n'entraînera pas celle d'un constituant d'une classe de sûreté supérieure.

Codes et normes

6.14. Il faut déterminer les codes et normes applicables aux SSC et les utiliser conformément à leur classement (voir par. 6.12 et 6.13). En particulier, si des codes et normes différents sont employés pour des types de constituants différents (par exemple, tuyauteries et circuits électriques), il faut démontrer qu'ils sont compatibles.

6.15. Dans le cas des SSC pour lesquels il n'existe pas de codes ou de normes appropriés qui soient bien établis, on peut se fonder sur les codes ou normes existants pour des équipements analogues ou, en l'absence de tels codes et normes, sur les résultats de l'expérience, d'essais, d'une analyse ou une combinaison de ceux-ci, et il faut justifier cette démarche fondée sur des résultats.

¹⁸ Ce classement tient compte de l'importance des SSC pour la sûreté nucléaire. Il a pour objet d'établir une gradation dans l'application des prescriptions de sûreté et des prescriptions relatives à l'assurance de la qualité. Il existe d'autres classements ou catégorisations possibles des SSC en fonction d'autres aspects (classement sismique des SSC, par exemple).

Base de conception

6.16. Dans le processus de conception, il faut tenir compte de toutes les sollicitations auxquelles le réacteur devrait être soumis au cours de sa vie utile. Parmi ces sollicitations figurent l'ensemble des conditions et événements prévisibles liés aux étapes de la vie utile du réacteur ainsi qu'aux conditions de fonctionnement et aux conditions accidentelles, aux caractéristiques du site, aux prescriptions de conception et aux limites des paramètres, aux modes de fonctionnement, etc. Les exigences que ces sollicitations et conditions imposent pour la conception du réacteur doivent déterminer la base de conception de l'installation dotée du réacteur de recherche. Les moyens dont cette installation aura besoin pour résister auxdites sollicitations sans dépassement des limites autorisées doivent être spécifiés dans la base de conception.

Événements initiateurs postulés et ADD

6.17. Tous les niveaux de la défense en profondeurs peuvent être soumis à de telles sollicitations. Il faut tenir compte de cette éventualité dans la conception et prévoir des mesures de conception pour assurer l'accomplissement des fonctions de sûreté et la réalisation des objectifs de sûreté. Ces sollicitations auxquelles la défense en profondeur est soumise résulteront des événements initiateurs postulés. Il faut choisir convenablement ces événements aux fins de l'analyse (voir appendice). Il faut montrer que l'ensemble d'événements initiateurs postulés englobe tous les accidents crédibles qui peuvent nuire à la sûreté du réacteur de recherche. Il faut notamment déterminer les ADD.

Caractéristiques liées au site

6.18. Il doit être tenu compte dans la conception des diverses interactions possibles entre l'installation dotée du réacteur de recherche et l'environnement, et notamment des éléments liés à la population, à la météorologie, à l'hydrologie, à la géologie et à la sismologie. Les services hors site dont dépendent la sûreté de l'installation et la protection du public, tels que les services de communications, de distribution d'eau et d'électricité, de lutte contre l'incendie et de police, doivent être pris en considération.

Événements internes

6.19. Il faut procéder à une analyse des événements initiateurs postulés afin de recenser tous les événements internes qui pourraient influencer sur la sûreté de

l'installation dotée du réacteur de recherche. Ces événements peuvent comprendre les défaillances ou le mauvais fonctionnement d'équipements.

6.20. Les dangers internes potentiels, tels que l'incendie, les inondations, l'émission de projectiles, le fouettement de tuyauteries, l'impact de jets ou le rejet de fluide par des systèmes défaillants ou d'autres installations du site, doivent être pris en compte dans la conception de l'installation dotée du réacteur de recherche. Des mesures appropriées de prévention et d'atténuation doivent être prises pour faire en sorte que la sûreté nucléaire ne soit pas compromise. Certains événements externes pourraient provoquer des incendies ou des inondations internes ou conduire à l'émission de projectiles. Ces interactions entre les événements externes et internes doivent, s'il y a lieu, être prises en compte dans la conception.

Événements externes

6.21. Il faut définir la base de conception pour les événements externes d'origine naturelle et humaine. Les événements à prendre en compte doivent comprendre ceux qui ont été recensés lors de l'évaluation du site (voir section 5). Il faut aussi prendre en considération les risques sismiques (voir par. 5.15, 5.16 et 6.17), y compris la possibilité d'équiper l'installation dotée du réacteur de recherche de systèmes de détection sismique qui actionnent les systèmes d'arrêt automatiques du réacteur en cas de dépassement d'une valeur seuil spécifiée.

Incendies et explosions

6.22. Sous réserve que les autres prescriptions de sûreté soient respectées, les SSC importants pour la sûreté doivent être conçus et implantés de manière à réduire le plus possible les effets des incendies et des explosions. Il faut effectuer une analyse des risques d'incendie et une analyse des risques d'explosion pour l'installation dotée du réacteur de recherche afin de déterminer les degrés coupe-feu et les moyens de protection passive et de séparation physique qui sont nécessaires contre les incendies et les explosions. Des dispositions doivent être prévues dans la conception pour éviter ou restreindre la formation d'atmosphères explosives. Des systèmes de détection et de lutte incendie convenablement dimensionnés doivent être prévus.

6.23. Les systèmes de lutte incendie doivent être déclenchés automatiquement en cas de besoin. Ils doivent être conçus et implantés de façon que leur rupture ou leur déclenchement intempestif ou involontaire n'altère pas sensiblement la

capacité des SSC importants pour la sûreté et n'affecte pas simultanément des groupes de sûreté redondants en rendant ainsi inopérantes les mesures prises pour satisfaire au critère de défaillance unique (voir par. 6.36 à 6.38).

6.24. Des matériaux incombustibles ou ignifuges et résistant à la chaleur doivent être utilisés partout où cela est possible dans l'installation dotée du réacteur de recherche, en particulier dans des lieux comme le bâtiment-réacteur et la salle de commande. Il ne faut conserver que les quantités minimums requises de gaz et de liquides inflammables et de matériaux combustibles qui sont susceptibles de produire des mélanges explosifs ou de contribuer à leur production et ces produits doivent être entreposés dans des installations adéquates de manière à séparer les substances qui réagissent.

6.25. 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 l'installation doit être préservée. Pour ce faire, il faut recourir judicieusement 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:

- a) éviter les incendies et les explosions;
- b) détecter et éteindre rapidement les incendies qui se déclarent néanmoins, en limitant ainsi les dommages;
- c) éviter la propagation des incendies qui n'ont pas été éteints et des explosions provoquées par des incendies, en réduisant ainsi le plus possible leurs effets sur l'accomplissement des fonctions essentielles de l'installation.

Limites nominales des paramètres

6.26. Des limites nominales de tous les paramètres pertinents doivent être spécifiées pour chaque condition de fonctionnement et pour les ADD.

6.27. Il faut procéder à une comparaison des séquences d'événements en vue de déterminer les valeurs des paramètres les plus contraignantes. Les valeurs limitatives des paramètres qui en résultent doivent être utilisées avec une marge raisonnable dans la conception des différents systèmes et composants, y compris les dispositifs expérimentaux.

Conception pour les conditions de fonctionnement

6.28. Le réacteur de recherche doit être conçu pour fonctionner de manière sûre dans des plages prédéfinies de valeurs des divers paramètres et sous réserve des prescriptions et des contraintes dans toutes les conditions de fonctionnement, tout en satisfaisant à l'objectif de radioprotection. Les prescriptions relatives à l'utilisation prévue du réacteur, y compris celles qui ont trait à la stabilité de la puissance, doivent être prises en compte dans la conception. La conception doit être telle que la réponse du réacteur et des systèmes qui y sont associés à une large gamme d'événements, y compris les incidents de fonctionnement prévus, permette de l'exploiter ou, si besoin est, de réduire la puissance de manière sûre, sans qu'il soit nécessaire de faire appel aux dispositions prévues au-delà du premier ou, au pire, du deuxième niveau de défense en profondeur.

6.29. Les LCE doivent se fonder sur les prescriptions et limitations énoncées au paragraphe 6.28. La conception doit être telle qu'elle facilite la fixation d'un ensemble réaliste de LCE pour l'exploitation du réacteur.

Conception pour les conditions accidentelles

6.30. Quand une action rapide et fiable est requise en réponse à des événements initiateurs postulés, la conception du réacteur doit comporter des moyens de déclencher automatiquement les systèmes de sûreté nécessaires. Dans certains cas, il peut être nécessaire, à la suite d'ADD, que l'opérateur place durablement le réacteur dans un état stable et prenne des mesures pour limiter le rejet de matières radioactives. La conception devrait être telle qu'elle réduise autant que possible les sollicitations auxquelles est soumis l'opérateur, en particulier durant et après un ADD.

6.31. Les constituants importants pour la sûreté doivent être conçus pour résister aux effets de sollicitations et de conditions environnementales extrêmes (par exemple, température, humidité et intensités de rayonnement extrêmes) dues à des ADD. L'état d'arrêt stable de longue durée à la suite d'un accident peut différer de l'état d'arrêt initial. La conception doit prévoir des dispositions, notamment un coefficient de puissance négatif, propres à placer durablement le réacteur dans un état stable.

Dispositifs de sauvegarde

6.32. Les dispositifs de sauvegarde sont des systèmes de sûreté destinés principalement à limiter ou atténuer les conséquences des incidents de

fonctionnement prévus et des ADD. Comme exemples de dispositifs de sauvegarde, on peut citer un circuit de refroidissement de secours du cœur et des moyens de confinement (en particulier, un système de ventilation de secours). Les prescriptions particulières applicables à ces systèmes et à leurs caractéristiques supplémentaires sont énoncées aux paragraphes 6.115 à 6.130. Les autres dispositifs de sauvegarde, comme un second système de mise à l'arrêt, une enceinte de confinement ou d'autres systèmes, doivent aussi être conçus conformément à ces prescriptions.

6.33. Pour déterminer si des dispositifs de sauvegarde sont nécessaires, il faut se fonder sur l'analyse de sûreté. Il faut spécifier les accidents auxquels ces systèmes doivent permettre de faire face et montrer au moyen d'analyses que lesdits systèmes satisfont aux prescriptions. Les systèmes et sous-systèmes indispensables au bon fonctionnement des dispositifs de sauvegarde (par exemple, celui qui assure l'alimentation électrique secourue du système de refroidissement de secours du cœur) doivent être prévus.

6.34. Il faut déterminer en détail la base de conception et les divers modes de fonctionnement d'un dispositif de sauvegarde, et notamment dans quelle mesure il est automatisé et les conditions dans lesquelles son surpassement manuel se justifie. Il faut tenir compte de ce qui suit dans la conception des dispositifs de sauvegarde:

- a) Fiabilité des composants, indépendance des systèmes, redondance, caractéristiques de sûreté après défaillance, diversité et séparation physique des systèmes redondants;
- b) Emploi de matériaux qui résistent aux ADD postulés (par exemple, pour ce qui est de l'intensité des rayonnements ou de la décomposition radiolytique);
- c) Dispositions concernant les inspections, les essais périodiques et la maintenance (y compris, si possible, dans des conditions simulant des ADD) afin de vérifier que les dispositifs de sauvegarde continuent à fonctionner ou sont prêts à remplir leurs fonctions et qu'ils seront fiables et efficaces en cas de besoin.

Conception aux fins de la fiabilité

6.35. Des limites supérieures d'indisponibilité autorisées pour l'exploitation du réacteur de recherche doivent être fixées pour certains systèmes ou composants de sûreté afin de garantir la fiabilité requise pour l'accomplissement des fonctions de sûreté. Il faut recourir aux mesures ci-après, au besoin en les conjuguant, pour obtenir et maintenir la fiabilité requise selon l'importance des fonctions de sûreté

qui doivent être remplies par les SSC, en prenant en considération aussi bien les systèmes logiciels que les systèmes matériels.

Redondance et critère de défaillance unique

6.36. Il faut appliquer le principe de la redondance en tant que principe de conception important pour améliorer la fiabilité des systèmes importants pour la sûreté. La conception doit être telle qu'elle garantisse, sur la base d'une analyse, qu'aucune défaillance unique ne pourrait rendre un système inapte à remplir sa fonction de sûreté prévue.

6.37. Les ensembles d'équipements multiples qui ne peuvent pas être testés individuellement ne doivent pas être considérés comme redondants.

6.38. Pour le choix du degré de redondance, il faut tenir compte de la possibilité que des défaillances susceptibles de dégrader la fiabilité ne soient pas détectées. Les défaillances possibles doivent être considérées comme indétectables s'il n'existe pas d'essai ou de méthode d'inspection permettant de les détecter. Dans le cas des défaillances non détectées, il faut soit considérer qu'une défaillance se produira à n'importe quel moment, soit appliquer d'autres méthodes, comme la surveillance de constituants de référence, des méthodes de calcul validées ou des marges de sûreté prudentes¹⁹.

Diversité

6.39. On applique le principe de la diversité aux systèmes ou composants redondants qui remplissent la même fonction de sûreté en les dotant d'attributs différents, tels que les suivants:

- a) principes de fonctionnement différents ;
- b) conditions de fonctionnement différentes ;
- c) production par des fabricants différents.

6.40. On peut appliquer le principe de la diversité en vue d'accroître la fiabilité et de réduire le risque de défaillance de cause commune. Il faut adopter le principe de la diversité chaque fois que cela est possible, après examen de ses

¹⁹ La marge de sûreté est la différence entre la limite de sûreté et la limite d'exploitation. Elle est parfois exprimée sous forme de rapport entre les valeurs de ces deux limites.

inconvénients éventuels liés à la complication de l'exploitation, de la maintenance et de l'essai des équipements diversifiés.

Indépendance

6.41. Il faut, s'il y a lieu, appliquer le principe de l'indépendance (isolement fonctionnel et séparation physique par l'éloignement, des barrières ou un aménagement spécial des composants du réacteur, par exemple) afin d'accroître la fiabilité des systèmes, notamment pour ce qui est des défaillances de cause commune.

Conception sûre après défaillance

6.42. Le principe de la conception sûre après défaillance doit être pris en considération et adopté, s'il y a lieu, dans la conception des systèmes et composants importants pour la sûreté: dans les installations dotées de réacteurs de recherche, les systèmes doivent être conçus pour passer à l'état sûr sans qu'il soit nécessaire de déclencher une action quelconque en cas de défaillance d'un système ou d'un composant.

Facilité des essais et de la maintenance

6.43. Les constituants du réacteur qui sont importants pour la sûreté doivent être conçus et disposés de manière à pouvoir être inspectés, testés et entretenus comme il convient, avant leur mise en service et à intervalles réguliers par la suite, en fonction de leur importance pour la sûreté. Il faut aménager le réacteur de manière à faciliter ces activités et à permettre de les exécuter sans exposition indue du personnel d'exploitation aux rayonnements. S'il n'est pas matériellement possible d'assurer un accès adéquat à un composant pour le tester, il faut tenir compte, dans l'analyse de sûreté, de la possibilité que sa défaillance ne soit pas détectée.

Conception aux fins de la mise en service

6.44. La conception doit comporter les caractéristiques de conception nécessaires pour faciliter le processus de mise en service du réacteur. Ces caractéristiques de conception peuvent comprendre des dispositions permettant de l'exploiter avec des cœurs de transition de différentes géométries, qui peuvent exiger un refroidissement par circulation forcée.

Dispositions à prévoir pour les inspections, les essais et la maintenance

6.45. Le réacteur doit être conçu de manière à permettre de procéder à des essais fonctionnels appropriés et à une inspection des constituants importants pour la sûreté afin de garantir que les systèmes rempliront leurs fonctions de sûreté avec la fiabilité requise. Cela est particulièrement important dans le cas des composants passifs et dans celui des systèmes dont le bon fonctionnement n'est normalement pas vérifié en routine. Les facteurs importants qui doivent être pris en considération sont la facilité d'exécution des essais et des inspections, la mesure dans laquelle les essais et les inspections portent sur des conditions réelles et la nécessité de préserver la fonction de sûreté durant les essais. Lorsque cela est possible et opportun, des contrôles-chaînes devraient être installés dans les systèmes électriques et électroniques.

6.46. Des dispositions appropriées concernant l'accessibilité, le blindage, la télémanipulation, les intensités de rayonnement après irradiation et la décontamination doivent être prises afin de maintenir les doses de rayonnements et les incorporations de matières radioactives au niveau le plus bas qu'il est raisonnablement possible d'atteindre au cours de la maintenance. Il faut choisir les matériaux de manière à réduire le plus possible les niveaux d'activation dans les constituants exposés à des flux élevés de neutrons.

6.47. Des dispositions doivent être prévues dans la conception du réacteur en vue de faciliter, en routine, son inspection en service à l'aide de techniques appropriées d'essai non destructif pour déterminer l'état des SSC soumis à une corrosion, à une érosion, à une fatigue ou à d'autres effets du vieillissement.

Conception aux fins de la planification pour les situations d'urgence²⁰

6.48. Il faut envisager de doter le réacteur de caractéristiques de conception particulières destinées à faciliter la planification pour les situations d'urgence, suivant le potentiel de risque qu'il présente. On peut déterminer si de telles caractéristiques de conception sont nécessaires au moyen d'analyses des AHD. Pour être acceptables, les mesures doivent se fonder si possible sur des hypothèses, des méthodes et des critères d'analyse réalistes ou correspondant aux meilleures estimations. Elles n'exigent pas nécessairement le recours aux pratiques prudentes de l'ingénieur. L'installation dotée du réacteur de recherche

²⁰ Pour un examen plus approfondi de l'exécution de séquences dans une analyse de sûreté, voir par. 7.72 à 7.78.

doit comporter un nombre suffisant d'itinéraires de secours sûrs, balisés de façon claire et durable et pourvus d'un éclairage de secours, d'une ventilation et d'autres installations techniques fiables qui sont essentielles pour l'utilisation sûre de ces itinéraires. Les itinéraires de secours doivent satisfaire aux prescriptions internationales pertinentes concernant le zonage radiologique et la protection contre l'incendie, ainsi qu'aux prescriptions nationales pertinentes relatives à la sécurité du travail et à la protection physique de l'installation.

6.49. Des systèmes d'alarme et des moyens de communications appropriés doivent être prévus de façon que toutes les personnes présentes dans l'installation dotée du réacteur de recherche et sur le site puissent être averties et recevoir des instructions, même dans des conditions accidentelles. Il faut veiller à ce que les moyens de communications nécessaires aux fins de la sûreté soient disponibles en permanence dans l'installation dotée du réacteur de recherche. Des moyens de communications doivent être disponibles dans la salle de commande ainsi que dans la salle de commande supplémentaire, s'il en existe une²¹. Il doit être tenu compte de cette prescription dans la conception et la diversification des moyens de communications retenus.

Conception aux fins du déclassement

6.50. Lors de la conception du réacteur et de ses dispositifs expérimentaux, il faut réfléchir aux moyens de faciliter son déclassement final. À cet égard, il faut se préoccuper de maintenir la radioexposition du personnel et du public lors du déclassement au niveau le plus bas qu'il est raisonnablement possible d'atteindre et de garantir une protection adéquate de l'environnement contre une contamination radioactive induite. Pour ce faire, il faut tenir compte des points suivants dans la conception:

- a) choix des matériaux de manière à réduire l'activation le plus possible et à permettre une décontamination aisée;
- b) optimisation de l'aménagement et des voies d'accès de l'installation en vue de faciliter l'enlèvement des composants de grandes dimensions ainsi que le démontage et la manutention (à distance si besoin est) des composants activés;
- c) traitement et entreposage des déchets radioactifs.

²¹ Pour de plus amples développements au sujet de la salle de commande supplémentaire, voir par. 6.144.

6.51. En outre, il faut conserver tous les détails concernant les prescriptions de conception et les informations relatives au site ainsi qu'à la conception finale et à la construction de l'installation, par exemple la caractérisation « de référence » pour le fond de rayonnement de même que les plans d'aménagement de l'installation telle que construite et les traversées de tuyauteries et de câbles, en tant qu'informations requises pour le déclassement. Des orientations supplémentaires sont données pour ces prescriptions dans la référence [16].

Conception aux fins de la radioprotection

6.52. Des dispositions adéquates doivent être prévues dans la conception pour l'ensemble des conditions de fonctionnement et des ADD, sur la base d'un programme cohérent de radioprotection et conformément à l'objectif de radioprotection (voir par. 205 de la réf.[1], cité au par. 2.2), en ce qui concerne le blindage, la ventilation, la filtration et les systèmes de désactivation des matières radioactives (tels que les réservoirs de désactivation) ainsi que l'instrumentation de surveillance des rayonnements et des matières radioactives en suspension dans l'air à l'intérieur et en dehors de la zone contrôlée.

6.53. Il faut fixer les valeurs de dose utilisées aux fins de la conception en prévoyant une marge suffisante pour garantir que les limites autorisées ne seront pas dépassées. Le blindage, la ventilation, la filtration et les systèmes de désactivation du réacteur et des installations qui y sont associées doivent être conçus en tenant compte des incertitudes dans les pratiques d'exploitation et dans l'ensemble des conditions de fonctionnement et des ADD.

6.54. Il faut choisir avec soin les matériaux de structure (par exemple pour les supports du cœur, les grilles et les tubes de guidage), en particulier ceux qui sont utilisés à proximité du cœur, afin de limiter la dose au personnel pendant l'exploitation, les inspections, les essais et la maintenance ainsi que le déclassement et pour remplir leurs autres fonctions. Les effets des radionucléides (comme ^{16}N , ^3H , ^{41}Ar , ^{24}Na et ^{60}Co) produits par activation neutronique dans les systèmes d'exploitation du réacteur doivent être dûment pris en considération aux fins de la radioprotection des personnes sur le site et en dehors.

6.55. Les dispositions nécessaires le cas échéant pour séparer les matières en fonction de leurs caractéristiques radiologiques, physiques et chimiques de manière à faciliter leur manutention et à protéger les travailleurs et le public au moyen d'un contrôle des accès doivent être prévues à la conception. À cette fin, il faut créer, à l'intérieur de l'installation (dans les zones surveillées et les zones contrôlées) (voir glossaire), des espaces que l'on classe en fonction de leur

potentiel de risque. Ces espaces doivent être délimités et désignés clairement. Au besoin, les surfaces doivent être conçues de manière à faciliter la décontamination.

6.56. La conception doit prévoir le blindage requis non seulement pour le réacteur, mais aussi pour les dispositifs expérimentaux et les installations associées (par exemple, les tubes à faisceaux, les guides de particules et les installations de neutronographie et de boroneurothérapie), et des dispositions doivent être prises en vue de l'installation du blindage nécessaire pour l'utilisation future du réacteur et d'autres sources de rayonnements. Il faut accorder l'attention voulue aux analyses de risque et aux arrangements relatifs au blindage quand on utilise des tubes à faisceaux et d'autres dispositifs expérimentaux.

6.57. Il faut prévoir des systèmes de ventilation dotés d'une filtration appropriée en vue de leur utilisation dans les conditions de fonctionnement et lors d'ADD. Dans le cas de nombreux réacteurs de recherche, des systèmes de ventilation filtrée sont indispensables pour assurer la fonction de confinement des matières radioactives (voir par. 6.120 à 6.130).

6.58. Il faut optimiser la protection et la sûreté en prévoyant des dispositions appropriées dans la conception et l'aménagement du réacteur et de ses dispositifs et installations d'expérimentation en vue de limiter l'exposition et la contamination dues à toutes les sources. Ces dispositions doivent comporter une conception des SSC propre à limiter l'exposition lors des inspections, des essais et de la maintenance, à assurer une protection contre le rayonnement direct et diffusé et à offrir des moyens de surveiller et de contrôler l'accès au réacteur et à ses dispositifs et installations d'expérimentation.

6.59. La conception doit comporter des dispositions pour la manutention des déchets radioactifs produits par le réacteur de recherche. 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 des activités de décontamination.

Conception aux fins de la protection physique

6.60. Des dispositions doivent être prévues dans la conception en vue d'empêcher toute entrée non autorisée sur le site ou dans les bâtiments qui s'y trouvent, en vue principalement d'éviter le vol ou l'enlèvement non autorisé de matières nucléaires ainsi qu'un sabotage.

Facteurs humains et considérations d'ergonomie

6.61. Les facteurs humains constituent un aspect important de la sûreté des réacteurs de recherche, car l'état d'un réacteur change fréquemment et l'opérateur doit pouvoir accéder aisément au cœur du réacteur et aux expériences. Les facteurs humains et les interfaces homme-machine doivent être pris en compte systématiquement à un stade précoce du processus de conception et pendant tout ce processus.

6.62. En raison de la souplesse requise dans l'exploitation d'un réacteur de recherche, il peut être nécessaire de faire appel, pour assurer la sûreté dans certaines activités, à des contrôles et procédures d'ordre administratif. Dans la conception, il faut veiller tout particulièrement, s'il est nécessaire de faire appel à des contrôles et procédures d'ordre administratif, à rendre de tels contrôles possibles. Les procédures administratives peuvent comprendre des règles d'exploitation sous la forme de LCE qui découlent de la conception du réacteur et de l'analyse de sûreté.

6.63. Une attention particulière doit être accordée aux facteurs humains et à l'application de principes ergonomiques dans la conception de la salle de commande et des systèmes du réacteur selon qu'il convient. Des affichages clairs et des signaux audibles doivent être prévus à l'intention de l'opérateur dans le cas des paramètres qui sont importants pour la sûreté. Les actions de sûreté doivent être automatisées de façon que l'opérateur n'ait pas à intervenir immédiatement. La conception doit être telle qu'elle réduise le plus possible les sollicitations auxquelles est soumis l'opérateur de manière à alléger la charge qu'il supporte et à limiter la possibilité d'une fausse manœuvre. Les verrouillages et les contrôles d'accès hiérarchisés (clés et mots de passe, par exemple) nécessaires compte tenu de ces facteurs humains doivent être pris en considération dans la conception.

6.64. En ce qui concerne la présentation des informations sur les affichages et sur les instruments et les alarmes, la conception doit être telle qu'elle favorise le succès des interventions de l'opérateur dans les délais dont il dispose, dans l'environnement physique escompté et compte tenu de la pression psychologique à laquelle il est soumis.

Dispositions concernant l'utilisation et la modification

6.65. Les réacteurs de recherche sont souples par nature et peuvent se trouver dans divers états différents. Des précautions particulières doivent être prises dans la conception en ce qui concerne l'utilisation et la modification du réacteur de

recherche afin de garantir que la configuration du réacteur soit connue à tout moment. Une attention particulière doit notamment être accordée aux équipements expérimentaux, car ils:

- a) peuvent créer directement des risques s'ils sont défaillants;
- b) peuvent créer indirectement des risques en affectant la sûreté d'exploitation du réacteur;
- c) peuvent accroître le risque dû à un événement initiateur à cause de la défaillance qu'ils subissent en conséquence et des effets qui en résultent sur la séquence d'événements.

6.66. Toute modification susceptible de présenter une importance majeure pour la sûreté qu'il est proposé d'apporter à une expérience ou à un réacteur doit être conçue conformément aux mêmes principes que ceux qui s'appliquent au réacteur lui-même (voir par. 7.88 et réf.[15]). En particulier, tous les dispositifs expérimentaux doivent être conçus conformément à des normes équivalentes à celles qui sont appliquées au réacteur lui-même et doivent être pleinement compatibles pour ce qui est des matériaux utilisés, de l'intégrité structurale et des dispositions en matière de radioprotection. Il faut tenir compte des matières radioactives présentes ainsi que de la production et du rejet d'énergie dans la conception de tous les dispositifs expérimentaux.

6.67. Lorsque des dispositifs expérimentaux traversent l'enveloppe du réacteur, ils doivent être conçus de manière à préserver les moyens de confinement et le blindage du réacteur. Dans le cas des dispositifs expérimentaux, les systèmes de protection doivent être conçus pour protéger à la fois les dispositifs et le réacteur.

Choix et vieillissement des matériaux

6.68. Au stade de la conception, il faut adopter une marge de sûreté appropriée pour tenir compte des propriétés que devraient présenter les matériaux à la fin de leur vie utile. Quand aucune donnée n'est disponible au sujet des matériaux, il faut mettre en place un programme approprié d'inspection et d'essais périodiques des matériaux et utiliser les résultats fournis par ce programme pour examiner la validité de la conception à des intervalles appropriés. Il peut être nécessaire à cette fin de prévoir dans la conception des dispositions pour contrôler les matériaux dont les propriétés mécaniques peuvent évoluer en service à cause de facteurs tels que la corrosion sous contrainte ou les modifications dues à l'irradiation. On peut améliorer les facteurs de sûreté en choisissant des matériaux à haute résistance ou à point de fusion élevé.

6.69. Afin de faire en sorte que tous les constituants importants pour la sûreté soient aptes à remplir leurs fonctions de sûreté, il faut prévoir des marges appropriées dans la conception pour tenir compte des effets pertinents du vieillissement et de la dégradation qu'il peut entraîner. Les effets du vieillissement doivent être pris en considération pour toutes les conditions de fonctionnement, y compris les périodes de maintenance et d'arrêt.

6.70. Des dispositions doivent en outre être prises aux fins de la surveillance, des essais, de l'échantillonnage et des inspections nécessaires pour détecter, évaluer, prévenir et atténuer les effets du vieillissement.

Dispositions relatives aux arrêts prolongés

6.71. De nombreux réacteurs de recherche sont mis à l'arrêt pour de longues périodes à diverses fins, par exemple pour y apporter des modifications ou pour préparer leur déclassement. Des dispositions doivent être prévues dans la conception pour répondre aux besoins liés à des périodes d'arrêt prolongé, par exemple aux fins de la préservation de l'état du combustible nucléaire, du fluide de refroidissement ou du modérateur, des inspections, des essais périodiques et de la maintenance des SSC pertinents de l'installation ainsi que de la protection physique. Une attention particulière doit être accordée aux poisons neutroniques à longue période, qui peuvent perturber le redémarrage du réacteur.

Analyse de sûreté

6.72. Il faut effectuer une analyse de la sûreté de la conception du réacteur de recherche. L'analyse de sûreté doit comprendre des analyses de la réponse du réacteur à une série d'événements initiateurs postulés (tels que le mauvais fonctionnement ou la défaillance d'équipements, des fausses manœuvres ou des événements externes) susceptibles de conduire à des incidents de fonctionnement prévus ou à des conditions accidentelles (voir aussi réf.[7]). Il faut se fonder sur ces analyses aux fins de la conception des constituants importants pour la sûreté et du choix des LCE pour le réacteur. Il faut aussi, le cas échéant, utiliser ces analyses pour l'élaboration des procédures de conduite, des programmes d'essais et d'inspections périodiques, des pratiques de tenue des relevés, des calendriers de maintenance et des propositions de modifications et aux fins de la planification pour les situations d'urgence.

6.73. L'analyse de sûreté doit porter notamment sur ce qui suit:

- a) caractérisation des événements initiateurs postulés qui sont pertinents;
- b) analyse des séquences d'événements et évaluation des conséquences des événements initiateurs postulés;
- c) comparaison des résultats de l'analyse avec les critères d'acceptation radiologique et les limites de conception;
- d) démonstration qu'une gestion des incidents de fonctionnement prévus et des ADD est possible grâce à une réaction automatique des systèmes de sûreté combinée aux actions prescrites de l'opérateur;
- e) détermination des LCE pour l'exploitation normale;
- f) analyse des systèmes de sûreté et des dispositifs de sauvegarde;
- g) analyse des moyens de confinement.

6.74. Pour chaque événement initiateur postulé, des informations qualitatives et quantitatives concernant les éléments ci-après doivent être prises en compte:

- a) paramètres d'entrée, conditions initiales, conditions aux limites, hypothèses, modèles et codes utilisés;
- b) séquence d'événements et fonctionnement des systèmes du réacteur;
- c) sensibilité aux modes de défaillance unique et aux défaillances de cause commune;
- d) sensibilité aux facteurs humains;
- e) analyse des transitoires;
- f) détermination des états d'endommagement;
- g) risque de rejets de produits de fission et d'expositions aux rayonnements;
- h) calcul des termes sources;
- i) évaluation des conséquences radiologiques.

6.75. Pour chaque séquence accidentelle envisagée, il faut indiquer dans quelle mesure il est nécessaire que les systèmes de sûreté et les systèmes d'exploitation disponibles fonctionnent dans les conditions d'ADD. Ces événements sont habituellement évalués par des méthodes déterministes. Des techniques probabilistes peuvent être employées pour compléter l'évaluation. Les résultats de ces analyses complémentaires fournissent des éléments pour la conception des systèmes de sûreté et la définition de leurs fonctions.

6.76. S'il y a lieu, cette analyse doit également porter sur les dispositifs expérimentaux envisagés sous l'angle à la fois de leur propre sûreté et de leurs effets sur le réacteur (voir réf.[15]).

6.77. L'applicabilité des méthodes d'analyse doit être vérifiée.

6.78. Les résultats de l'analyse de sûreté du réacteur, y compris les effets des perturbations d'exploitation prévues ainsi que des défaillances de composants et des fausses manœuvres postulées (événements initiateurs postulés) et de leurs conséquences, doivent être pris en compte dans le RS aux fins de l'évaluation de la capacité du réacteur de maîtriser de telles situations ou défaillances ou d'y faire face.

PRESCRIPTIONS DE CONCEPTION PARTICULIÈRES

Cœur du réacteur et système de commande de la réactivité

Conception du cœur et du combustible du réacteur

6.79. Il faut tenir compte de considérations appropriées liées au réacteur dans son ensemble qui touchent à la neutronique, à la thermohydraulique, à la mécanique, aux matériaux, à la chimie et à l'irradiation dans la conception des éléments et assemblages combustibles, des réflecteurs et des autres composants du cœur.

6.80. Il faut montrer au moyen d'analyses que les conditions et les limites d'irradiation prévues (densité de fission, taux total de fission en fin de vie et fluence de neutrons, par exemple) sont acceptables et n'entraîneront pas de déformation ou de gonflement excessifs des éléments combustibles. La limite supérieure escomptée de la déformation possible doit être évaluée. Les analyses en question doivent être étayées par des données expérimentales et par l'expérience en matière d'irradiation. Dans la conception des éléments combustibles, il conviendrait de tenir compte des prescriptions relatives à la gestion à long terme des éléments irradiés.

6.81. Toutes les configurations prévisibles du cœur du réacteur, depuis le cœur initial jusqu'au cœur à l'équilibre pour divers calendriers d'exploitation appropriés, doivent être prises en considération dans la conception du cœur.

6.82. Le cœur du réacteur (c'est-à-dire les éléments combustibles, les réflecteurs, la géométrie des canaux de refroidissement, les dispositifs d'irradiation et les pièces de structure) doit être conçu de manière à maintenir les paramètres pertinents dans les limites spécifiées dans toutes les conditions de fonctionnement. Des dispositions doivent être prévues dans la conception pour surveiller l'intégrité du combustible. Si une rupture de gaine est détectée, il faut procéder à une investigation en vue de déterminer l'élément combustible défectueux. Les limites autorisées ne doivent pas être dépassées (voir aussi

par. 7.96 à 7.102) et, au besoin, il faut mettre le réacteur à l'arrêt et décharger l'élément combustible défectueux du cœur.

6.83. Le cœur du réacteur doit être conçu de façon que l'endommagement du combustible lors d'ADD soit maintenu dans les limites acceptables.

6.84. Le cœur du réacteur, y compris les éléments combustibles, les mécanismes de commande de la réactivité²² et les dispositifs expérimentaux, doit être conçu et construit de façon que les valeurs admissibles des limites spécifiées pour toutes les conditions de fonctionnement ne soient pas dépassées. Il faut prévoir une marge appropriée, notamment pour les incertitudes et les tolérances techniques, lors de la fixation de ces limites.

6.85. Le cœur du réacteur doit être conçu de façon que le réacteur puisse être mis à l'arrêt, refroidi et maintenu à l'état sous-critique avec une marge adéquate dans toutes les conditions de fonctionnement et lors d'ADD. Il faut évaluer l'état du réacteur pour certains AHD.

6.86. Chaque fois que possible, la conception du cœur du réacteur doit faire appel à des caractéristiques de sûreté intrinsèques afin de limiter le plus possible les conséquences de conditions accidentelles (résultant de transitoires et d'instabilités).

Système de commande de la réactivité

6.87. Il faut prévoir une réactivité négative suffisante dans le(s) dispositif(s) de commande de la réactivité de façon que le réacteur puisse être rendu sous-critique et maintenu dans cet état dans toutes les conditions de fonctionnement et dans les conditions d'ADD, compte tenu des montages expérimentaux présentant la valeur de réactivité positive la plus élevée. Pour la conception des dispositifs de commande de la réactivité, il faut tenir compte de l'usure ainsi que des effets de l'irradiation, par exemple du taux de combustion, des modifications des propriétés physiques et de la production de gaz.

6.88. Le taux maximum d'accroissement de la réactivité autorisé par le système de commande de la réactivité ou par une expérience doit être spécifié et limité aux valeurs justifiées dans le RS.

²² Les mécanismes de commande de la réactivité sont constitués par des dispositifs de tous types servant à régler la réactivité, tels que les barres de pilotage, les barres de commande et les barres ou les lames d'arrêt, et par les dispositifs servant à régler le niveau du modérateur.

6.89. Il faut montrer dans la conception que le système de commande de la réactivité fonctionnera correctement dans toutes les conditions de fonctionnement du réacteur et qu'il conservera également sa capacité de mise à l'arrêt dans tous les ADD, y compris en cas de défaillance du système de commande lui-même.

Système d'arrêt du réacteur

6.90. La conception doit prévoir au moins un système d'arrêt automatique. Il peut être nécessaire de prévoir un second système d'arrêt indépendant suivant les caractéristiques du réacteur, et il faut y réfléchir soigneusement.

6.91. L'efficacité, la rapidité d'action et la marge d'arrêt²³ du système d'arrêt du réacteur doivent être telles que les limites et conditions spécifiées soient respectées.

6.92. Aucune défaillance unique dans le système d'arrêt ne doit pouvoir empêcher le système de remplir sa fonction de sûreté si besoin est (barre d'arrêt la plus réactive bloquée en position sortie, par exemple).

6.93. Un ou plusieurs dispositifs manuels de déclenchement pour les arrêts d'urgence peuvent être nécessaires, et il faut y réfléchir soigneusement.

6.94. 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 du réacteur. Pour les systèmes informatisés de commande de la réactivité, il faut procéder à une vérification et à une validation des logiciels.

Système de protection du réacteur

6.95. Le système de protection du réacteur doit être automatique et indépendant des autres systèmes. En outre, un signal d'arrêt d'urgence manuel du réacteur doit être prévu pour être incorporé à ce système.

²³ La marge d'arrêt est la réactivité négative apportée en sus de la réactivité négative requise pour maintenir le réacteur à l'état sous-critique sans limite de temps, lorsque le dispositif de commande le plus réactif est retiré du cœur et que toutes les expériences qui peuvent être déplacées ou modifiées pendant l'exploitation sont dans leur état le plus réactif.

6.96. Le système de protection du réacteur doit être capable de déclencher automatiquement les actions protectrices requises pour toute la gamme des événements initiateurs postulés de manière à y mettre fin dans des conditions sûres. L'éventualité d'un mauvais fonctionnement (défaillance unique) de parties de ce système devrait être prise en compte dans les dispositions relatives à cette capacité. Dans certains cas, une action manuelle de l'opérateur peut être considérée comme suffisamment fiable à condition que :

- a) le délai disponible soit suffisant;
- b) les informations soient traitées et présentées comme il convient;
- c) le diagnostic soit simple et l'action clairement définie;
- d) les sollicitations auxquelles est soumis l'opérateur ne soient pas excessives.

6.97. Il faut envisager de prévoir la possibilité de déclencher l'arrêt du réacteur à distance.

6.98. Le système de protection du réacteur doit être conçu de telle façon qu'une fois déclenchées les actions nécessaires ne puissent pas être entravées ou empêchées par des actions manuelles et qu'aucune action manuelle ne soit nécessaire à bref délai à la suite d'un accident. Une fois déclenchées automatiquement par le système de protection du réacteur, les actions protectrices sont destinées à aller jusqu'à leur terme. Il ne doit pas y avoir de remise à zéro automatique, et la remise en service doit exiger une action délibérée de l'opérateur.

6.99. Il faut évaluer avec soin la possibilité d'inhiber les dispositifs de verrouillage et de déclenchement du réacteur et incorporer dans le système de protection du réacteur des moyens appropriés pour empêcher que les dispositifs de verrouillage et de déclenchement importants pour la sûreté ne soient inhibés par inadvertance.

6.100. La conception du système de protection du réacteur doit faire suffisamment appel à la redondance et à l'indépendance pour qu'aucune défaillance unique ne puisse entraîner la perte des actions protectrices automatiques. La conception doit faire appel autant que possible à des techniques telles que le comportement sûr après défaillance et la diversité afin de prévenir la perte de la fonction de protection du réacteur. Les actions protectrices appropriées doivent être conçues de manière à être déclenchées automatiquement.

6.101. Le système de protection du réacteur doit être conçu de manière à placer le réacteur dans un état sûr et à le maintenir dans cet état même si une défaillance de

cause commune possible se produit dans le système de protection du réacteur (défaillance d'équipements ou défaillance due au vieillissement ou à des facteurs humains, par exemple).

6.102. Tous les composants du système de protection doivent pouvoir être soumis à des essais fonctionnels.

6.103. Il faut veiller à ce que la conception permette de fixer des points de consigne avec une marge telle entre le point de déclenchement et les limites de sûreté que l'action déclenchée par le système de protection du réacteur permette de maîtriser le processus avant que la limite de sûreté soit atteinte. Les facteurs à prendre en considération dans la fixation de cette marge sont notamment les suivants:

- a) précision de l'instrumentation;
- b) incertitude de l'étalonnage;
- c) dérive des instruments;
- d) temps de réponse des instruments et des systèmes.

6.104. Quand on a l'intention d'utiliser un système informatisé dans un système de protection du réacteur, les prescriptions énoncées aux paragraphes 6.138 à 6.140 doivent être appliquées:

- a) le matériel et le logiciel utilisés doivent être de grande qualité et correspondre aux meilleures pratiques;
- b) 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;
- c) afin de confirmer la fiabilité des systèmes informatisés, il faut faire évaluer ces derniers par des spécialistes indépendants des concepteurs et des fournisseurs.

6.105. Lorsque l'intégrité requise d'un système informatisé qui est destiné à être utilisé dans un système de protection du réacteur 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 (systèmes à commande câblée, par exemple).

Circuit de refroidissement et systèmes auxiliaires

Circuit de refroidissement

6.106. Le circuit de refroidissement doit être conçu de manière à assurer un refroidissement adéquat du cœur du réacteur avec une marge dont il est démontré qu'elle est acceptable.

6.107. Les circuits contenant du fluide de refroidissement doivent être conçus de manière à se prêter à des essais et à des inspections afin que les fuites, les fissures à propagation rapide et les ruptures fragiles susceptibles de se produire puissent être détectées. Il faut songer dans la conception à prévoir des caractéristiques en vertu desquelles tout défaut se propagera lentement. Un système de barrières multiples peut être adopté le cas échéant (par exemple, le circuit de refroidissement peut être entièrement confiné dans le bloc piscine ou dans une configuration spéciale afin de faire face à d'éventuelles ruptures).

6.108. Dans la conception des réacteurs refroidis par eau, il faut veiller tout particulièrement à prévenir le dénoyage du cœur. Il faut faire appel à des dispositifs spéciaux, tels que traversées au-dessus du cœur lorsque c'est possible, casse-siphon et dispositifs d'isolement appropriés. Il faut assurer une conception et une fabrication de haute qualité, jointes à des caractéristiques d'inspectabilité et de testabilité et, s'il y a lieu, de redondance.

6.109. L'enveloppe du circuit de refroidissement doit être conçue de manière à faciliter l'inspection et les essais préliminaires et en service.

6.110. Quand un circuit distinct est nécessaire pour le refroidissement du cœur à l'arrêt, il faut prévoir un système adéquat et fiable en plus du circuit de refroidissement pour l'évacuation de la chaleur résiduelle.

6.111. Dans le cas des réacteurs qui font appel à des clapets²⁴ ou à des systèmes équivalents assurant un refroidissement par circulation naturelle et pour lesquels ce mode fait partie du système de sûreté (ou est considéré comme un dispositif de sauvegarde), il faut recourir à un nombre approprié de dispositifs redondants (en application du critère de défaillance unique), et notamment à des dispositifs

²⁴ Un clapet est une vanne passive qui s'ouvre lorsque le débit est inférieur à une valeur fixée afin qu'un circuit à circulation naturelle puisse se créer en cas de perte de la circulation forcée.

servant à vérifier le fonctionnement et à envoyer des signaux au système de protection du réacteur.

6.112. Le circuit de refroidissement du réacteur doit assurer durablement un transfert fiable de la chaleur du combustible à la source froide d'ultime secours.

6.113. 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.

6.114. Il faut prendre des dispositions pour surveiller et contrôler les propriétés (pH et conductivité, par exemple) du fluide de refroidissement du réacteur et/ou du modérateur et pour éliminer les substances radioactives, y compris les produits de fission, du fluide de refroidissement.

Circuit de refroidissement de secours du cœur

6.115. Au besoin, il faut prévoir un circuit de refroidissement de secours du cœur pour empêcher un endommagement du combustible en cas d'accident de perte de fluide de refroidissement. Il faut déterminer les accidents auxquels ce système doit permettre de faire face et montrer au moyen d'analyses qu'il satisfait aux prescriptions.

6.116. Le circuit de refroidissement de secours du cœur doit être capable de maintenir les températures du cœur dans les limites de sûreté spécifiées pendant un laps de temps suffisant.

6.117. Il doit pouvoir empêcher un endommagement important du combustible pour la gamme d'accidents de perte de fluide de refroidissement spécifiée dans la base de conception (par exemple, lors d'ADD, l'endommagement du combustible et les rejets de matières radioactives doivent être maintenus dans les limites autorisées). Des procédures spéciales doivent être envisagées pour le refroidissement du cœur dans le cas de certains AHD.

6.118. Le système de refroidissement de secours du cœur doit être conçu de manière à présenter une fiabilité suffisante pour satisfaire aux prescriptions des paragraphes 6.35 à 6.43 et à remplir la fonction pour laquelle il est prévu en cas de défaillance unique quelconque dans le système.

6.119. Il faut concevoir le circuit de refroidissement de secours du cœur de manière à permettre d'inspecter périodiquement les composants et d'effectuer les essais fonctionnels périodiques appropriés pour en vérifier le fonctionnement.

Moyens de confinement

6.120. Au besoin, il faut concevoir des moyens de confinement²⁵ afin de faire en sorte qu'un rejet de matières radioactives (produits de fission et produits d'activation) consécutif à un accident comportant une perturbation du cœur ne dépasse pas les limites acceptables. Ces moyens peuvent comprendre des barrières physiques entourant les principales parties du réacteur de recherche qui contiennent des matières radioactives. Ces barrières doivent être conçues de manière à empêcher ou à atténuer un rejet non programmé de matières radioactives dans les conditions de fonctionnement ou lors d'ADD. Les barrières de confinement comprennent habituellement le bâtiment-réacteur en même temps que d'autres constituants. Ces derniers peuvent être constitués par des puisards et des réservoirs destinés à collecter et à retenir les matières déversées ; un système de ventilation de secours, doté habituellement d'une filtration ; des dispositifs d'isolement installés sur les traversées des barrières ; et un point de rejet, généralement surélevé.

6.121. Les moyens de confinement doivent être conçus de manière à présenter une fiabilité suffisante afin de satisfaire aux prescriptions des paragraphes 6.32 à 6.34.

²⁵ Le confinement est la fonction consistant à contenir les matières radioactives à l'intérieur d'un réacteur nucléaire afin d'empêcher ou d'atténuer leur rejet non programmé. Il constitue une fonction de sûreté de base qui doit être remplie dans tous les modes de fonctionnement normal, lors des incidents de fonctionnement prévus, lors d'ADD et, autant que possible, lors de certains AHD (voir réf. [22] et par. 4.6). La fonction de confinement est habituellement assurée au moyen de plusieurs barrières entourant les principales parties d'un réacteur nucléaire qui contiennent des matières radioactives (voir par. 2.19 et 6.6). Dans le cas d'un réacteur de recherche, le bâtiment-réacteur constitue la barrière ultime pour assurer le confinement. Lorsque cela est techniquement possible, on peut envisager de recourir à d'autres structures (par exemple, au bloc réacteur dans un réacteur de recherche complètement fermé) en vue d'assurer le confinement. Dans la plupart des grands réacteurs nucléaires, un bâtiment solide abritant le réacteur constitue la barrière ultime qui assure le confinement. Une telle enceinte est appelée enceinte de confinement ou simplement enceinte. L'enceinte protège également le réacteur contre les événements externes et assure une protection contre les rayonnements dans les conditions de fonctionnement et les conditions accidentelles.

6.122. Aux fins du bon fonctionnement des moyens de confinement, il faut fixer la pression régnant à l'intérieur d'une barrière à un niveau tel qu'elle empêche le rejet incontrôlé de matières radioactives dans l'environnement à partir de cette barrière. Pour la fixation de cette pression, il faut tenir compte des variations des conditions atmosphériques (vitesse du vent et pression atmosphérique, par exemple).

6.123. Dans la conception des moyens de confinement, les effets de conditions extrêmes (explosions à l'intérieur de la barrière, par exemple) et de conditions environnementales dues à des accidents, et notamment des conditions résultant des événements internes et externes énumérés dans l'appendice, dans la mesure où ils sont pertinents (par exemple, incendie et hausses des pressions locales qui en résultent), doivent être pris en compte, conformément à la base de conception.

6.124. Il faut concevoir les barrières en prévoyant des marges appropriées pour les contraintes de pression et de température calculées les plus élevées auxquelles on s'attend dans les conditions d'ADD.

6.125. Il faut déterminer le taux de rejet acceptable dans les conditions d'un ADD en tenant compte du terme source et d'autres paramètres comme la filtration, le point de rejet, les conditions environnementales ainsi que la pression et la température dans les conditions de l'ADD.

6.126. Chaque traversée des barrières doit pouvoir être scellée automatiquement et de manière fiable dans les conditions d'un ADD (y compris celles qui peuvent entraîner des hausses de pression), dans lesquelles il est indispensable de maîtriser la fuite à partir de la barrière afin d'éviter un rejet de matières radioactives dans l'environnement dépassant les limites acceptables.

6.127. Des dispositions propres à permettre de procéder à des essais de fonctionnement initiaux et périodiques pour contrôler les débits de fuite d'air et le bon fonctionnement du système de ventilation doivent être prévues dans la conception.

6.128. Lorsque le confinement dépend de l'efficacité de filtres, des dispositions doivent être prises le cas échéant en vue de l'exécution de tests périodiques in situ de l'efficacité des filtres.

6.129. Dans le cas des structures et des composants assurant la fonction de confinement, il faut choisir avec soin les recouvrements et revêtements et spécifier les méthodes à suivre pour les appliquer afin d'assurer qu'ils rempliront

leurs fonctions de sûreté et de réduire le plus possible les interférences avec d'autres fonctions de sûreté si ces recouvrements et revêtements sont détériorés.

6.130. Dans le cas des réacteurs de recherche qui présentent les risques potentiels les plus élevés, il faut envisager de prévoir une structure de confinement afin de garantir que dans les ADD, y compris les événements tant internes qu'externes, tout rejet de matières radioactives sera maintenu en dessous des limites autorisées. Des procédures particulières doivent être mises en place pour atténuer les conséquences de certains AHD.

Dispositifs expérimentaux

6.131. Les dispositifs expérimentaux doivent être conçus de manière à ne pas nuire à la sûreté du réacteur quelles que soient ses conditions de fonctionnement. En particulier, ils doivent être conçus de façon que ni leur fonctionnement ni leur défaillance n'entraînent une modification inacceptable de la réactivité dans le réacteur, une réduction de la capacité de refroidissement ou une exposition inacceptable aux rayonnements.

6.132. Il faut établir une base de conception pour chaque dispositif expérimental associé directement ou indirectement au réacteur. Les matières radioactives présentes dans le dispositif expérimental et la production ou le rejet d'énergie auxquels ce dernier peut donner lieu doivent être pris en considération. Il faut aussi effectuer une analyse de sûreté, et notamment une analyse du dommage que les événements initiateurs postulés pour le réacteur causeraient aux dispositifs expérimentaux.

6.133. Si les dispositifs de sûreté sont raccordés au système de protection du réacteur, ils doivent être conçus de manière à préserver la qualité de ce dernier. Le risque d'interactions dommageables avec le système de protection du réacteur doit être évalué.

6.134. Si cela est nécessaire pour la sûreté du réacteur et la sûreté de l'expérience, la conception doit prévoir une surveillance appropriée des paramètres des expériences dans la salle de commande du réacteur et comporter, au besoin, des dispositifs de sauvegarde particuliers pour les systèmes du réacteur, pour les dispositifs expérimentaux et pour toute autre installation connexe, comme les casemates contenant des dispositifs expérimentaux à énergie emmagasinée.

6.135. Les prescriptions relatives à l'utilisation sûre des dispositifs expérimentaux et les prescriptions à suivre pour décider des dispositifs et des

expériences qu'il faut soumettre à l'organisme de réglementation doivent figurer dans les LCE. Les LCE et les conditions limitatives pour la sûreté d'exploitation (voir par. 7.35) doivent être fixées pour le dispositif et incorporées s'il y a lieu dans les LCE du réacteur de recherche. Un plan de déclassement préliminaire doit être établi pour le dispositif. Des orientations supplémentaires concernant la sûreté des dispositifs expérimentaux sont données dans la référence [15].

Contrôle-commande

6.136. Le réacteur doit être doté d'une instrumentation suffisante pour surveiller son fonctionnement et les systèmes fonctionnels en exploitation normale et pour enregistrer toutes les variables importantes pour la sûreté. Il doit être pourvu des commandes tant manuelles qu'automatiques voulues pour maintenir les paramètres dans les plages de fonctionnement spécifiées. Il doit être équipé d'un nombre suffisant d'indicateurs et d'enregistreurs pour surveiller les paramètres importants du réacteur pendant et après les incidents de fonctionnement prévus et lors d'ADD. Cette instrumentation doit être adaptée aux besoins d'une intervention d'urgence.

6.137. Il faut planifier le choix et l'agencement de l'instrumentation et des moyens d'affichage en tenant compte de principes ergonomiques de manière à permettre à l'opérateur d'assimiler les informations et d'exécuter les actions de sûreté appropriées et à réduire ainsi le risque de fausses manœuvres. Normalement, ce matériel est centralisé dans une salle de commande de réacteur correctement équipée. Des mesures appropriées doivent être prises pour protéger les occupants de cette salle de commande lors d'incidents de fonctionnement prévus et d'accidents.

6.138. 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 de vie du système. Pour les systèmes informatisés de contrôle-commande, il faut prévoir une vérification, une validation et des essais des logiciels.

6.139. 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 système, ainsi qu'à une stratégie de validation pour confirmer qu'il a été satisfait aux prescriptions de conception pour le système. Dans l'analyse de fiabilité, il faut tenir compte des conditions

dans lesquelles les équipements seront utilisés et entreposés ainsi que des effets d'éventuels facteurs environnementaux (humidité, température extrême et champs électromagnétiques, par exemple).

6.140. 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.

6.141. La conception des systèmes de contrôle-commande doit tenir compte des prescriptions relatives aux sources de neutrons de démarrage et à l'instrumentation de démarrage dédiée dans les conditions où elles sont nécessaires. Il doit être satisfait à cette prescription pendant toute la mise en service et après les arrêts de longue durée.

6.142. Des systèmes d'alarme sonores et visuels doivent être prévus pour avertir rapidement des modifications des conditions de fonctionnement du réacteur qui pourraient nuire à sa sûreté.

6.143. La conception doit prévoir des dispositions adéquates pour l'inspection, l'essai et la maintenance de l'instrumentation importante pour la sûreté.

6.144. Au besoin, il faut prévoir une salle de commande supplémentaire, séparée et fonctionnellement indépendante de la salle de commande principale, dans laquelle le personnel pourrait travailler en cas d'urgence. Il faudrait y disposer d'informations sur les paramètres importants et sur la situation radiologique dans l'installation et dans ses environs. Les systèmes conçus à cette fin doivent être considérés comme des systèmes importants pour la sûreté.

Systèmes de radioprotection

6.145. Il faut prévoir des systèmes de radioprotection pour les réacteurs de recherche en vue d'assurer une surveillance adéquate aux fins de la radioprotection dans les conditions de fonctionnement, lors d'ADD et, autant que possible, lors d'AHD, et notamment:

- a) des débitmètres fixes pour surveiller les débits de dose locaux là où se tiennent couramment des agents de conduite et aux autres endroits (comme les zones des sorties de faisceau) où des variations des intensités de rayonnement peuvent se produire;

- b) des débitmètres fixes aux endroits appropriés pour indiquer l'intensité générale de rayonnement en cas d'incident de fonctionnement prévu, d'ADD et, autant que possible, d'AHD;
- c) des détecteurs 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 en suspension dans l'air seront parfois tels qu'ils exigeront des mesures protectrices;
- d) des équipements fixes et des laboratoires pour déterminer en temps voulu la concentration de certains radionucléides dans les systèmes de traitement des fluides et dans des échantillons de gaz et de liquides prélevés dans l'installation dotée du réacteur de recherche ou dans l'environnement, dans les conditions de fonctionnement, lors d'ADD et, autant que possible, lors d'AHD;
- e) des équipements fixes pour surveiller les effluents avant ou pendant leur rejet dans l'environnement;
- f) des appareils pour mesurer la contamination radioactive des surfaces;
- g) les installations et les équipements nécessaires pour mesurer les doses reçues par le personnel et sa contamination;
- h) une surveillance radiologique aux portes et aux autres issues possibles de l'installation pour les matières radioactives retirées du bâtiment-réacteur sans autorisation ou par le biais d'une contamination passée inaperçue.

6.146. Selon que de besoin, les instruments susmentionnés doivent être utilisés pour donner, dans la salle de commande et dans les autres postes de commande appropriés, des indications sur toutes les conditions de fonctionnement, sur les ADD et, autant que possible, sur les AHD.

6.147. Il faut prendre des mesures en vue d'empêcher la propagation d'une contamination radioactive en recourant à des systèmes de surveillance adéquats (voir aussi par. 7.72 à 7.78).

6.148. Indépendamment de la surveillance à l'intérieur de l'installation, des dispositions doivent en outre être prises pour déterminer, au besoin, l'impact radiologique de l'installation dans ses environs.

Systèmes de manutention et d'entreposage du combustible

6.149. La conception doit prévoir des dispositions pour la manutention et l'entreposage sûrs du combustible neuf et du combustible irradié.

6.150. Elle doit comporter des dispositions en vue de l'entreposage d'un nombre suffisant d'éléments combustibles usés. Ces dispositions doivent être conformes aux programmes de gestion du cœur et de retrait des éléments combustibles de l'installation ainsi qu'à la prescription énoncée au paragraphe 6.154 de même qu'aux conditions limitatives justifiées aux fins de la sûreté d'exploitation et aux prescriptions concernant les essais périodiques spécifiés dans les LCE et énoncées dans le RS (voir par. 7.35).

6.151. Des dispositions doivent être prévues dans la conception pour permettre à tout moment de décharger le cœur de manière sûre.

6.152. S'il y a lieu, les incidences de l'entreposage de combustible irradié pendant des périodes prolongées doivent être prises en considération dans la conception.

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

- a) empêcher une criticité fortuite par des moyens physiques comme le recours à une géométrie appropriée et à des absorbeurs fixes;
- b) permettre d'effectuer des inspections et des essais périodiques;
- c) réduire le plus possible la probabilité de perte ou d'endommagement du combustible;
- d) éviter la chute fortuite d'objets lourds sur le combustible;
- e) permettre d'entreposer les éléments combustibles suspects ou endommagés;
- f) assurer une protection contre les rayonnements;
- g) offrir un moyen de contrôler la chimie et l'activité du milieu d'entreposage;
- h) assurer une protection physique contre le vol et le sabotage;
- i) éviter des niveaux de contraintes inacceptables dans les éléments combustibles;
- j) identifier les différents éléments combustibles.

6.154. Les systèmes de manutention et d'entreposage du combustible irradié doivent être conçus de manière à assurer une évacuation adéquate de la chaleur dans les conditions de fonctionnement et les ADD.

Systèmes d'alimentation électrique

6.155. Il faut définir la base de conception pour les systèmes d'alimentation électriques normaux et de secours. La possibilité d'assurer une alimentation

électrique fiable pour les fonctions essentielles (comme le système de protection du réacteur, les circuits de refroidissement, les systèmes de radioprotection, les communications, la protection physique, l'instrumentation, l'éclairage de secours et la ventilation de secours) dans les ADD doit être prévue dans cette base de conception.

6.156. Il faut examiner si des systèmes d'alimentation électrique sans coupure sont nécessaires.

6.157. Il faut envisager de prévoir un système d'alimentation électrique de secours suffisamment fiable afin de garantir qu'une alimentation électrique de secours sera disponible lorsqu'on en aura besoin pour des systèmes importants pour la sûreté.

6.158. Il faut spécifier la durée maximum de l'interruption de l'alimentation en courant continu et en courant alternatif et démontrer qu'elle est acceptable.

6.159. Dans la conception d'un système d'alimentation électrique de secours, il faut tenir compte de l'intensité nécessaire au démarrage pour les divers équipements alimentés par le système.

6.160. Des moyens appropriés de tester le bon fonctionnement du système d'alimentation électrique de secours doivent être prévus dans la conception.

6.161. Dans le choix des câbles électriques et de mesure ainsi que de leur parcours, il faut tenir compte de mécanismes entraînant des défaillances de cause commune, comme les interférences électriques et les incendies, et adopter des solutions appropriées (séparation, redondance ou utilisation de matériaux appropriés, par exemple).

Systèmes pour les déchets radioactifs

6.162. Le réacteur de recherche doit être conçu et exploité (voir par. 7.104) de façon que la production de déchets radioactifs soit réduite le plus possible. Les systèmes de traitement des déchets radioactifs doivent comporter des moyens adéquats de contrôle et de surveillance afin de maintenir les rejets au niveau le plus bas qu'il est raisonnablement possible d'atteindre et en dessous des limites autorisées.

6.163. Il faut envisager dans la conception des moyens appropriés, tels qu'un blindage et des systèmes de désactivation, en vue de réduire l'exposition du personnel et les rejets radioactifs dans l'environnement.

6.164. Des moyens appropriés de mesurer les rejets dans l'environnement, par exemple par échantillonnage et surveillance des rejets d'effluents radioactifs, doivent être prévus dans la conception.

6.165. La conception doit prévoir, le cas échéant, des moyens de manutention, de collecte, de traitement, d'entreposage, d'enlèvement du site et de stockage définitif des déchets radioactifs. Lorsque des déchets liquides radioactifs sont manipulés, des dispositions doivent être prises en vue de la détection des fuites et de la récupération des déchets, s'il y a lieu.

6.166. Des systèmes doivent être prévus pour la manutention de déchets radioactifs solides ou concentrés et pour leur entreposage sur le site pendant un laps de temps raisonnable.

Bâtiments et structures

6.167. Les bâtiments et les structures importants pour la sûreté doivent être conçus pour toutes les conditions de fonctionnement, pour les ADD et, autant que possible, pour les AHD. Toutefois, ils peuvent constituer des dispositifs de sauvegarde, lesquels font l'objet des prescriptions de conception énoncées aux paragraphes 6.32 à 6.34.

6.168. Les bâtiments et les structures importants pour la sûreté doivent être conçus de manière à maintenir les intensités de rayonnement et les rejets radioactifs au niveau le plus bas qu'il est raisonnablement possible d'atteindre et en dessous des limites autorisées dans l'ensemble des conditions de fonctionnement et des ADD.

6.169. Le degré d'étanchéité du bâtiment-réacteur ou d'autres bâtiments et structures contenant des matières radioactives ainsi que les prescriptions relatives au système de ventilation doivent être déterminés conformément à l'analyse de sûreté concernant le réacteur et son utilisation.

Systèmes auxiliaires

6.170. La défaillance d'un système auxiliaire, quelle que soit son importance pour la sûreté, ne doit pas pouvoir compromettre la sûreté du réacteur. Des

mesures adéquates doivent être prises pour empêcher le rejet de matières radioactives dans l'environnement en cas de défaillance d'un système auxiliaire contenant des matières radioactives.

6.171. Si cela est nécessaire pour la sûreté du réacteur de recherche et des installations qui y sont associées, il faut prévoir des systèmes de communications adéquats.

7. EXPLOITATION²⁶

DISPOSITIONS ORGANISATIONNELLES

Structure et responsabilités de l'exploitant

7.1. L'exploitant doit créer une structure de gestion appropriée pour le réacteur de recherche et fournir toutes les infrastructures nécessaires à la conduite des opérations du réacteur. L'organisation mise en place pour l'exploitation du réacteur (la direction du réacteur²⁷) doit comprendre le directeur du réacteur et le personnel d'exploitation. L'exploitant doit veiller à ce que des dispositions adéquates soient prises pour toutes les fonctions en rapport avec l'exploitation et l'utilisation sûres de l'installation dotée du réacteur de recherche, par exemple pour les inspections, les essais périodiques et la maintenance, la radioprotection, l'assurance de la qualité et les services d'appui pertinents.

7.2. L'exploitant doit assumer la responsabilité générale de la sûreté du réacteur de recherche, laquelle ne doit pas être déléguée. Le directeur du réacteur

²⁶ L'exploitation englobe toutes les activités menées pour atteindre l'objectif pour lequel le réacteur nucléaire de recherche a été conçu et construit ou modifié. Celles-ci comprennent la maintenance, les essais et les inspections, la manutention du combustible et des matières radioactives (y compris la production de radio-isotopes), le montage, l'essai et l'exploitation de dispositifs expérimentaux, l'utilisation de faisceaux de neutrons, l'utilisation des systèmes du réacteur de recherche à des fins de recherche-développement et de formation théorique et pratique et d'autres activités connexes.

²⁷ La direction du réacteur est constituée par les membres du personnel de l'exploitant qui ont été investis des responsabilités et des pouvoirs nécessaires pour diriger l'exploitation de l'installation dotée du réacteur de recherche.

de recherche doit être responsable directement de son exploitation sûre et investi des pouvoirs nécessaires à cette fin. L'organisme de réglementation doit cependant conserver la faculté d'interdire certaines activités ou d'exiger qu'elles soient reconsidérées s'il le juge nécessaire. Un système d'examen et de notification des événements anormaux doit être institué.

7.3. L'exploitant doit définir les fonctions et les responsabilités afférentes aux postes clés de l'organisation mise en place pour l'exploitation du réacteur. Il doit en particulier établir clairement la structure hiérarchique et les lignes de communications entre le directeur du réacteur, le(s) comité(s) de sûreté, le groupe de radioprotection, les groupes de maintenance, le personnel chargé de l'assurance de la qualité et les expérimentateurs.

7.4. L'exploitant doit déterminer les emplois pour lesquels une licence ou un certificat est nécessaire et dispenser une formation adéquate conformément aux prescriptions de l'organisme de réglementation (voir aussi par. 7.11 à 7.27). En particulier, le directeur du réacteur, les chefs de quart et les opérateurs doivent être titulaires d'une licence ou d'un certificat délivré par l'autorité compétente.

7.5. L'exploitant doit établir et exécuter un programme de radioprotection pour faire en sorte que toutes les activités comportant une exposition ou un risque d'exposition aux rayonnements soient programmées, supervisées et exécutées de façon que les objectifs énoncés aux paragraphes 7.93 à 7.107 soient atteints. Il doit veiller en particulier à ce que des mesures appropriées soient en place pour assurer une protection contre les dangers radiologiques résultant des projets d'utilisation ou de modification du réacteur (voir aussi par. 7.85 à 7.92).

7.6. L'exploitant doit assumer la responsabilité générale de l'établissement et de la bonne exécution du programme de mise en service (voir par. 7.42 à 7.50).

7.7. L'exploitant doit établir et diffuser des spécifications et des procédures, en particulier pour l'acquisition, le chargement, l'utilisation, le déchargement, l'entreposage, le déplacement et l'essai du combustible, des composants du cœur et des autres matières fissiles neuves ou irradiées.

7.8. Durant la phase d'exploitation du réacteur de recherche, l'exploitant doit se familiariser avec les projets de déclassement de réacteurs de recherche analogues afin de faciliter l'évaluation de la complexité et du coût du déclassement final de son propre réacteur. Avant le déclassement, il doit établir un plan détaillé propre à garantir la sûreté pendant toute l'opération.

7.9. Il doit établir des rapports récapitulatifs périodiques sur les questions de sûreté conformément aux prescriptions de l'organisme de réglementation et soumettre ces rapports au comité de sûreté et à l'organisme de réglementation s'il y est tenu.

7.10. Il doit incomber à l'exploitant de s'assurer:

- a) que la conception permet d'exploiter le réacteur de façon sûre et que le réacteur est construit conformément à la conception approuvée;
- b) qu'un RS adéquat est établi et tenu à jour;
- c) que le processus de mise en service démontre qu'il a été satisfait aux prescriptions de conception et que le réacteur peut être exploité conformément aux hypothèses de conception;
- d) qu'un programme de radioprotection est établi et exécuté;
- e) que des procédures d'urgence sont établies et appliquées;
- f) que le réacteur de recherche est exploité et entretenu conformément aux prescriptions de sûreté par un personnel possédant les qualifications et l'expérience voulues;
- g) que les personnes ayant des responsabilités en rapport avec la sûreté d'exploitation ont reçu une formation adéquate, qu'un programme de formation et de perfectionnement est établi, exécuté et tenu à jour et que ce programme est examiné périodiquement afin d'en vérifier l'efficacité (voir aussi par. 7.27 et 7.28);
- h) que des installations et des services adéquats sont disponibles durant l'exploitation;
- i) que des informations sur les incidents notifiables, y compris les évaluations éventuelles de ces événements et les mesures correctives prévues, sont soumises à l'organisme de réglementation;
- j) que l'on favorise une culture de sûreté au sein de l'organisation afin de faire en sorte que les attitudes du personnel et les actions et interactions de tous les individus et organismes soient propices à une exploitation sûre (voir aussi par. 2.11 à 2.14);
- k) qu'un programme d'assurance de la qualité approprié (voir note de bas de page 14) est établi et appliqué (voir par. 2.21 et 4.5 à 4.13);
- l) que la direction du réacteur dispose de pouvoirs et de moyens suffisants pour lui permettre de s'acquitter efficacement de ses tâches;
- m) que le réacteur de recherche est exploité et entretenu conformément aux LCE et aux procédures de conduite (voir par. 7.29 à 7.41 et 7.51 à 7.55);
- n) que les matières fissiles et les matières radioactives qui sont utilisées ou produites sont sous contrôle;

- o) que l'expérience d'exploitation, y compris les informations sur l'expérience d'exploitation de réacteurs de recherche analogues, est examinée soigneusement afin de déceler tout signe précurseur de tendances néfastes pour la sûreté, de façon que des mesures correctives puissent être prises avant que de graves conditions préjudiciables ne s'instaurent et afin d'empêcher que cela se reproduise.

Personnel d'exploitation

7.11. L'exploitant doit confier au directeur du réacteur la responsabilité directe de l'exploitation sûre du réacteur et lui donner les pouvoirs nécessaires à cette fin. Les tâches premières du directeur du réacteur doivent être de s'acquitter de cette responsabilité (voir par. 7.2). Le directeur du réacteur doit assumer la responsabilité générale de tous les aspects de l'exploitation, des inspections, des essais périodiques et de la maintenance, ainsi que de l'utilisation et de la modification du réacteur.

7.12. Le directeur du réacteur doit définir clairement par écrit les tâches et les responsabilités du personnel d'exploitation, l'expérience et la formation qu'il doit avoir ainsi que les lignes de communications entre ses membres. Les tâches, responsabilités et lignes de communications des autres agents participant à l'exploitation ou à l'utilisation du réacteur (personnel d'appui technique et expérimentateurs par exemple) doivent aussi être définis clairement par écrit.

7.13. Le directeur du réacteur doit spécifier le personnel minimum requis dans les diverses disciplines pour garantir la sûreté d'exploitation dans toutes les conditions de fonctionnement du réacteur de recherche, en précisant à la fois le nombre de personnes requises et les tâches pour lesquelles elles ont besoin d'une autorisation. La personne chargée de la supervision directe de l'exploitation du réacteur doit en tout temps être clairement désignée. Il faut également spécifier le personnel qui devrait être disponible pour faire face à des conditions accidentelles.

7.14. Il doit incomber au directeur du réacteur de faire en sorte que le personnel choisi pour l'exploitation du réacteur bénéficie de la formation et du perfectionnement nécessaires pour une exploitation sûre et rationnelle du réacteur et que la formation et le perfectionnement en question soient évalués comme il convient. Il faut dispenser une formation adéquate aux procédures à suivre tant dans les conditions de fonctionnement que dans les situations accidentelles (voir par. 7.51 à 7.55).

7.15. Bien qu'un personnel distinct soit chargé de la radioprotection (voir par. 7.22), le personnel d'exploitation, y compris le personnel d'appui technique et les expérimentateurs, doit recevoir une formation appropriée en matière de radioprotection.

7.16. Le programme détaillé d'exploitation et d'utilisation du réacteur de recherche doit être établi à l'avance et soumis à l'approbation du directeur du réacteur.

7.17. Le directeur du réacteur doit être responsable de toutes les activités associées à la gestion du cœur et à la manutention du combustible et de toute autre matière fissile et doit prendre des dispositions pour ces activités.

7.18. Le directeur du réacteur doit examiner périodiquement la façon dont est exploité le réacteur de recherche, y compris les expériences, et prendre des mesures correctives appropriées pour remédier à tout problème décelé. Il doit solliciter l'avis du comité de sûreté ou faire appel à des conseillers pour examiner des questions de sûreté importantes qui se posent à l'occasion de la mise en service, de l'exploitation, des inspections, des essais périodiques et de la maintenance, ainsi que de la modification du réacteur et des expériences.

7.19. Le personnel d'exploitation doit exploiter l'installation conformément aux LCE et aux procédures de conduite approuvées (voir par. 7.29 à 7.41 et 7.51 à 7.55). Le nombre et le type d'agents d'exploitation requis dépendront de caractéristiques de conception du réacteur, telles que le niveau de puissance, le cycle de fonctionnement et l'utilisation.

7.20. Tout opérateur du réacteur qui est titulaire d'une licence ou d'une autorisation doit être habilité à mettre le réacteur à l'arrêt pour des raisons de sûreté.

7.21. L'exploitant doit créer un groupe de maintenance chargé d'exécuter les programmes d'inspections, d'essais périodiques et de maintenance dont il est question aux paragraphes 7.56 à 7.64. Dans certains réacteurs de recherche, le chef de quart et les opérateurs sont formés à l'exécution de ces tâches.

Personnel de radioprotection

7.22. Il faut créer un groupe de radioprotection chargé d'établir et d'exécuter un programme de radioprotection et de conseiller la direction du réacteur et

l'exploitant pour les questions de radioprotection. Cette question est examinée aux paragraphes 7.93 à 7.107.

Personnel d'appui supplémentaire

7.23. L'exploitant doit prévoir un personnel technique supplémentaire, par exemple des formateurs, des agents de sûreté et des spécialistes de la chimie des réacteurs.

7.24. Il doit prendre des dispositions en vue de la fourniture d'une assistance par le personnel des sous-traitants si besoin est.

Comité de sûreté

7.25. Le comité de sûreté qui conseille le directeur du réacteur (voir par. 4.15) doit émettre des jugements sur les questions de sûreté que ce dernier lui soumet. Il doit en particulier examiner l'adéquation et la sûreté des expériences et des modifications proposées et faire des recommandations au directeur du réacteur au sujet des mesures à prendre. (voir aussi par. 4.15 et 7.18.)

7.26. Malgré le jugement du comité de sûreté, le directeur du réacteur (voir par. 7.15) doit avoir le pouvoir de refuser ou de différer l'exécution d'une expérience ou d'une modification qu'il considère comme non sûre et renvoyer cette proposition à une autorité supérieure pour complément d'examen.

FORMATION, PERFECTIONNEMENT ET QUALIFICATION

7.27. Des programmes de formation et de perfectionnement doivent être mis sur pied à l'intention du personnel d'exploitation, y compris le directeur du réacteur, les chefs de quart, les opérateurs, le personnel de radioprotection, le personnel de maintenance, le personnel chargé de l'assurance de la qualité et les autres agents travaillant dans l'installation dotée du réacteur de recherche. Il faut assurer régulièrement une formation et un perfectionnement du personnel afin d'améliorer continuellement ses connaissances et ses compétences.

7.28. Des procédures de validation doivent être mises en place afin de vérifier l'efficacité de la formation et la qualification du personnel.

LIMITES ET CONDITIONS D'EXPLOITATION

Généralités

7.29. Il faut établir un ensemble de LCE importantes pour la sûreté du réacteur, y compris les limites de sûreté, les points de consigne des systèmes de sûreté, les conditions limitatives pour la sûreté d'exploitation, les prescriptions relatives aux inspections, aux essais périodiques et à la maintenance et les prescriptions administratives et les soumettre à l'organisme de réglementation pour examen et évaluation.

7.30. Les LCE doivent servir de cadre pour la sûreté d'exploitation du réacteur de recherche. Il faut en établir pour chaque phase de la vie du réacteur (par exemple, pour la mise en service et l'exploitation). Le personnel d'exploitation doit respecter les LCE tout au long de la vie du réacteur.

7.31. Il faut choisir convenablement les LCE, les établir clairement et les étayer comme il convient (par exemple, en indiquant clairement l'objet, l'applicabilité et la spécification de chaque LCE, c'est-à-dire sa limite spécifiée et ses fondements). Le choix et les valeurs des LCE doivent être fondées sur le RS, sur la conception du réacteur ou sur des éléments liés à la conduite des opérations et il faut en démontrer la compatibilité avec le RS, qui correspond à l'état actuel du réacteur.

Limites de sûreté

7.32. Il faut fixer des limites de sûreté pour préserver l'intégrité des barrières physiques protégeant contre le rejet incontrôlé de matières radioactives. Dans le cas de nombreux réacteurs de recherche, la première et principale barrière physique est constituée par la gaine du combustible. Pour d'autres, la principale barrière est l'enveloppe du circuit primaire de refroidissement.

7.33. Il faut fixer des limites de sûreté pour des paramètres aussi importants que la température et les autres variables de procédé mesurées qui peuvent influencer sur l'intégrité de la barrière et qu'il est facile de mesurer et de maîtriser.

Points de consigne du système de sûreté

7.34. Dans le cas de chaque paramètre pour lequel une limite de sûreté est nécessaire et dans celui d'autres paramètres de sûreté importants, il doit y avoir un système qui surveille le paramètre et envoie un signal utilisable en mode

automatique pour empêcher ce paramètre de dépasser la limite fixée. Pour cette action protectrice, le point qui assurera la marge de sûreté minimum acceptable est le point de consigne du système de sûreté. Cette marge de sûreté tiendra compte notamment du comportement dans les transitoires des systèmes, du temps de réponse des équipements et de l'imprécision des appareils de mesure.

Conditions limitatives pour la sûreté d'exploitation

7.35. Les conditions limitatives pour la sûreté d'exploitation sont des conditions fixées pour faire en sorte qu'il existe des marges acceptables entre les valeurs normales d'exploitation et les points de consigne des systèmes de sûreté. Leur fixation est destinée à éviter un actionnement par trop fréquent des systèmes de sûreté. Les conditions limitatives pour la sûreté d'exploitation doivent comprendre des limites imposées à des paramètres d'exploitation, des prescriptions concernant les équipements minimums en état de fonctionner et les effectifs minimums ainsi que les mesures prescrites à prendre par le personnel d'exploitation pour préserver les points de consigne du système de sûreté.

Prescriptions pour les inspections, les essais périodiques et la maintenance

7.36. Il faut établir des prescriptions concernant la fréquence et l'étendue des inspections, des essais périodiques et de la maintenance, des contrôles de disponibilité et des étalonnages pour tous les constituants importants pour la sûreté afin d'assurer le respect des points de consigne du système de sûreté ainsi que des conditions limitatives pour la sûreté d'exploitation.

7.37. Les prescriptions relatives aux inspections, aux essais périodiques et à la maintenance doivent comprendre une spécification indiquant clairement leur applicabilité, leur fréquence et les écarts acceptables. Afin d'assurer la souplesse d'exploitation voulue, la spécification concernant la fréquence doit indiquer des intervalles moyens avec un maximum à ne pas dépasser.

Prescriptions administratives

7.38. Les LCE doivent comprendre des prescriptions ou des contrôles administratifs concernant la structure d'organisation et les responsabilités afférentes aux postes clés en ce qui concerne la sûreté d'exploitation du réacteur, la dotation en personnel, la formation et le perfectionnement du personnel de l'installation, les procédures d'examen et d'enquête, les modifications, les expériences, les relevés et les rapports ainsi que les mesures à prendre à la suite d'une violation d'une LCE.

Violations des LCE

7.39. En cas d'écart par rapport à une ou plusieurs LCE dans l'exploitation du réacteur, il faut prendre des mesures correctives et aviser l'organisme de réglementation.

7.40. Il faut prescrire les mesures à prendre par le personnel d'exploitation dans un délai alloué en cas d'infraction à une condition limitative pour la sûreté d'exploitation. La direction du réacteur doit procéder à une enquête sur sa cause et ses conséquences et prendre les mesures appropriées pour empêcher qu'elle se reproduise. L'organisme de réglementation doit être avisé en temps opportun.

7.41. En cas de non-respect d'une limite de sûreté, le réacteur doit être mis à l'arrêt et maintenu dans un état sûr. En pareilles circonstances, l'organisme de réglementation doit être avisé sans délai et l'exploitant doit procéder à une enquête sur sa cause et présenter un rapport à l'organisme de réglementation pour évaluation avant le redémarrage du réacteur.

MISE EN SERVICE

Programme de mise en service

7.42. Il faut établir un programme adéquat de mise en service pour tester les composants et les systèmes du réacteur après leur montage ou leur modification afin de démontrer qu'ils sont conformes à l'objectif de conception et satisfont aux critères de performance. Le programme de mise en service doit créer une organisation et définir les responsabilités en ce qui concerne la mise en service, les étapes de celle-ci, les essais appropriés des SSC en fonction de leur importance pour la sûreté, le calendrier des essais, les procédures et les rapports concernant la mise en service, les méthodes d'examen et de vérification, la façon de traiter les non-conformités et les écarts ainsi que la documentation nécessaire.

7.43. Les dispositifs expérimentaux doivent être dûment pris en compte lors de la mise en service du réacteur.

7.44. Le programme de mise en service doit être soumis au comité de sûreté et à l'organisme de réglementation et il doit faire l'objet d'un examen et d'une évaluation appropriés avant d'être exécuté.

Organisation et responsabilités

7.45. L'exploitant, les concepteurs et les fabricants doivent participer à l'établissement et à l'exécution du programme de mise en service. L'exploitant et le fournisseur doivent coopérer pendant la mise en service de façon que ce processus constitue un moyen efficace de familiariser l'exploitant avec les caractéristiques du réacteur considéré. Une liaison étroite doit être maintenue entre l'organisme de réglementation et l'exploitant pendant tout le processus de mise en service. En particulier, les résultats et les analyses d'essais concernant directement la sûreté doivent être mis à la disposition du comité de sûreté et de l'organisme de réglementation pour qu'ils les examinent et les approuvent s'il y a lieu.

Essais de mise en service et étapes du processus

7.46. Les essais de mise en service doivent être répartis en groupes fonctionnels et exécutés selon une séquence logique. Cette séquence comprend les essais préliminaires, les essais initiaux à l'état critique, les essais à faible puissance, les essais de montée en puissance et les essais en puissance. Une séquence d'essais ne doit pas commencer tant que les opérations précédentes requises n'ont pas été menées à bonne fin. Le programme de mise en service doit donc être divisé en étapes qui sont habituellement organisées selon les séquences suivantes:

- Étape A : essais préalables au chargement du combustible;
- Étape B : essais de chargement du combustible, essais initiaux à l'état critique et essais à faible puissance;
- Étape C : essais de montée en puissance et essais en puissance.

Procédures et rapports concernant la mise en service

7.47. Des procédures doivent être établies, examinées et approuvées pour chaque étape de la mise en service avant le début des essais pour cette étape. Les activités de mise en service doivent être exécutées conformément aux procédures écrites approuvées. Elles doivent comprendre au besoin des points d'arrêt pour la notification et l'implication du comité de sûreté, d'organismes extérieurs, des fabricants et de l'organisme de réglementation.

7.48. Le programme de mise en service doit comporter des dispositions et des procédures pour les enquêtes, les examens et les vérifications destinés à garantir que le programme a été exécuté comme prévu et que ses objectifs ont été pleinement atteints. Il faut également prévoir des dispositions pour remédier, le

cas échéant, à un écart ou à une non-conformité découvert lors des essais de mise en service.

7.49. Des rapports indiquant l'étendue, l'ordre et les résultats attendus de ces essais doivent être établis avec le degré de détail approprié et conformément aux prescriptions en matière d'assurance de la qualité. Ces rapports doivent porter sur ce qui suit:

- a) l'objet des essais et résultats attendus;
- b) les dispositions de sûreté qui devront être en vigueur durant les essais;
- c) les précautions et conditions préalables requises;
- d) les procédures d'essai;
- e) les rapports sur les essais récapitulant les données recueillies et leur analyse, évaluant les résultats, recensant les insuffisances éventuelles et indiquant les mesures correctives requises le cas échéant.

7.50. Les résultats de tous les essais de mise en service, qu'ils aient été effectués par un membre du personnel de l'exploitant ou un fournisseur, doivent être mis à la disposition de l'organisme de réglementation et conservés pendant toute la durée de vie de l'installation.

PROCÉDURES DE CONDUITE

7.51. Il faut établir des procédures de conduite pour toutes les opérations importantes pour la sûreté qui peuvent être exécutées pendant toute la durée de vie de l'installation, et notamment pour:

- a) la mise en service;
- b) l'exploitation dans toutes les conditions de fonctionnement et, s'il y a lieu, le chargement, le déchargement et le déplacement à l'intérieur du réacteur des éléments et assemblages combustibles ou d'autres composants du cœur et du réflecteur, y compris les dispositifs expérimentaux;
- c) la maintenance des principaux composants ou systèmes qui pourraient influencer sur la sûreté du réacteur;
- d) les inspections, étalonnages et essais périodiques des SSC indispensables pour une exploitation sûre du réacteur;
- e) les activités de radioprotection;
- f) le processus d'examen et d'approbation pour l'exploitation et la maintenance et pour la conduite des irradiations et des expériences qui pourraient influencer sur la sûreté du réacteur ou la réactivité du cœur;

- g) l'intervention de l'opérateur du réacteur en cas d'incidents de fonctionnement prévus et d'ADD et, autant que possible, d'AHD;
- h) les situations d'urgence²⁸;
- i) la protection physique;
- j) la manutention des déchets radioactifs ainsi que la surveillance et la maîtrise des rejets radioactifs;
- k) les inspections, les essais périodiques et la maintenance, selon les besoins, du réacteur et de ses systèmes auxiliaires lors des périodes d'arrêt prolongé du réacteur;
- l) l'utilisation;
- m) les modifications;
- n) les activités d'ordre administratif susceptibles d'avoir des effets sur la sûreté (comme le contrôle des visiteurs);
- o) l'assurance de la qualité.

7.52. Les procédures de conduite doivent être établies par le personnel d'exploitation du réacteur, en coopération, chaque fois que cela est possible, avec le concepteur et le fabricant et avec d'autres membres du personnel de l'exploitant, notamment le personnel de radioprotection. Elles doivent être compatibles avec les LCE et utiles pour le respect de celles-ci et être établies conformément à la procédure générale d'assurance de la qualité régissant la présentation, l'élaboration, l'examen et le contrôle de ces procédures. Elles doivent faire l'objet d'un examen indépendant (par exemple, par le comité de sûreté) et être soumises à l'approbation du directeur du réacteur.

7.53. Les procédures de conduite doivent être examinées et actualisées périodiquement sur la base des enseignements tirés de leur application ou, si le besoin s'en fait sentir, conformément à des procédures internes prédéterminées. Elles doivent être mise à disposition selon que de besoin pour l'exploitation du réacteur.

7.54. Tout le personnel associé à l'exploitation et à l'utilisation du réacteur doit recevoir une formation adéquate à l'utilisation de ces procédures, selon qu'il convient.

7.55. Lorsque des activités non couvertes par les procédures existantes sont programmées, une procédure appropriée doit être établie et examinée et elle doit

²⁸ Les procédures d'urgence sont souvent établies dans le cadre de l'élaboration d'un plan d'urgence distinct (voir par. 7.72 à 7.78).

être dûment approuvée avant le début des activités. Une formation complémentaire portant sur cette procédure doit être dispensée au personnel concerné.

INSPECTIONS, ESSAIS PÉRIODIQUES ET MAINTENANCE

7.56. Il faut exécuter des inspections, des essais périodiques et des travaux de maintenance pour veiller à ce que les SSC soient aptes à fonctionner conformément aux objectifs de conception et aux prescriptions, dans le respect des LCE et d'une manière compatible avec la sûreté à long terme du réacteur. Dans ce contexte, le terme 'maintenance' englobe à la fois les mesures préventives et les mesures correctives.

7.57. Il doit y avoir des programmes écrits fondés sur le RS pour les inspections, les essais périodiques et la maintenance des équipements du réacteur, en particulier de tous les constituants importants pour la sûreté. Il faut veiller, dans le cadre de ces programmes, à ce que le niveau de sûreté ne soit pas réduit pendant leur exécution. Il faut réexaminer les programmes d'inspections, d'essais périodiques et de maintenance à intervalles réguliers afin de prendre en compte dans ces programmes les enseignements tirés de l'expérience. Les inspections, les essais périodiques et les travaux de maintenance des systèmes ou des constituants importants pour la sûreté doivent tous être effectués conformément à des procédures écrites approuvées. Ces procédures doivent préciser les mesures à prendre pour toute modification de la configuration normale du réacteur et comporter des dispositions concernant le rétablissement de la configuration normale une fois l'activité achevée. Il faut utiliser, pour les inspections, les essais périodiques et la maintenance, un système de permis conforme aux prescriptions relatives à l'assurance de la qualité qui prévoit des procédures de vérification appropriées avant et après l'exécution des travaux. Ces procédures doivent comprendre des critères d'acceptation. Il doit exister un système clairement défini d'examen et d'approbation pour l'exécution des travaux.

7.58. Les inspections exceptionnelles ou les travaux de maintenance corrective concernant des systèmes ou des constituants importants pour la sûreté doivent être effectués conformément à un plan et à des procédures établis spécialement à cette fin. Les inspections en service effectuées aux fins de la sûreté et en fonction de programmes doivent être exécutées d'une manière analogue.

7.59. La décision d'effectuer des travaux de maintenance sur des équipements installés, de mettre des équipements hors service aux fins de la maintenance ou de réinstaller des équipements après leur maintenance doit être prise:

- a) sous la responsabilité générale du directeur du réacteur;
- b) conformément à l'objectif consistant à maintenir le niveau de sûreté du réacteur prescrit dans les LCE.

7.60. La fréquence des inspections, des essais périodiques et des travaux de maintenance des différents SSC doit être ajustée en fonction de l'expérience et doit être propre à garantir une fiabilité adéquate, conformément aux prescriptions énoncées au paragraphe 6.35.

7.61. Il faut déterminer et contrôler les équipements et matériels employés pour les essais périodiques et la maintenance afin de garantir leur bonne utilisation.

7.62. La maintenance ne doit pas être exécutée de manière à entraîner des modifications délibérées ou involontaires de la conception du système sur lequel elle porte. Si une activité de maintenance exige une modification de la conception, il faut suivre des procédures pour la mise en œuvre de cette modification.

7.63. Les résultats des inspections, des essais périodiques et de la maintenance doivent être évalués par des personnes possédant les qualifications voulues qui vérifient que les activités ont été exécutées comme le prévoit la procédure appropriée et que les LCE ont été respectées.

7.64. L'organisme de réglementation doit être informé de tout défaut de conformité qui est important pour la sûreté. Il faut procéder à une évaluation des activités de maintenance et le coordonnateur de ces activités doit en examiner les résultats. La remise en exploitation doit être subordonnée à l'approbation du coordonnateur des activités de maintenance.

GESTION DU CŒUR ET MANUTENTION DU COMBUSTIBLE

7.65. Il faut recourir à une gestion du cœur afin d'obtenir des cœurs opérationnels sûrs qui répondent aux besoins du programme expérimental. Les activités fondamentales de gestion du cœur consistent à:

- a) déterminer par des calculs, à l'aide de méthodes et de codes validés, les positions appropriées du combustible, des réflecteurs, des dispositifs de sûreté (tels que les crayons absorbants, les vannes d'évacuation du modérateur et les poisons consommables), des dispositifs expérimentaux et des modérateurs dans le cœur;
- b) conserver et actualiser les informations de référence sur les paramètres relatifs aux configurations du combustible et du cœur;
- c) acquérir le combustible sur la base de spécifications, conformément aux objectifs de conception et aux prescriptions des LCE;
- d) charger le combustible conformément aux procédures à suivre pour sa manutention;
- e) utiliser (brûler) le cœur du réacteur tout en assurant l'intégrité du combustible grâce au maintien des paramètres pertinents de la configuration du cœur conformément aux objectifs de conception et aux hypothèses spécifiées dans les LCE pour le réacteur ainsi qu'en détectant, identifiant et déchargeant le combustible défectueux;
- f) décharger le combustible irradié lorsqu'il y a lieu.

7.66. Il faut, dans le cadre du programme de gestion du cœur, exécuter d'autres activités que celles qui sont mentionnées ci-dessus pour garantir une utilisation sûre du combustible dans le cœur ou pour faciliter les activités fondamentales de gestion du cœur, telles que:

- a) L'évaluation des incidences sur la sûreté de tout composant du cœur ou de tout matériau qu'il est proposé d'irradier;
- b) L'exécution d'enquêtes sur les causes des ruptures de gaine et sur les moyens de les éviter;
- c) L'évaluation des effets de l'irradiation sur les composants et les matériaux du cœur.

7.67. La manutention du combustible consiste à déplacer, entreposer, transférer, emballer et transporter le combustible neuf et le combustible irradié. Il faut se conformer aux prescriptions de sûreté applicables lors de ces opérations.

7.68. Il faut établir des procédures pour la manutention des éléments combustibles et des composants du cœur en vue de garantir leur qualité, leur sûreté et leur protection physique et d'éviter leur endommagement ou leur dégradation. Il faut en outre établir des LCE et des procédures pour faire face aux défaillances d'éléments combustibles et de barres de commande de manière à réduire le plus possible les quantités de produits radioactifs rejetés. L'intégrité du cœur et du combustible du réacteur doit être surveillée en permanence par un

système de détection de rupture de gaine, qui ne doit pas être nécessairement en ligne. Si une rupture de gaine est détectée il faut rechercher et identifier l'élément défectueux. Les limites autorisées ne doivent pas être dépassées et, si besoin est, le réacteur doit être mis à l'arrêt et l'élément défectueux doit être déchargé du cœur. (voir aussi les par. 7.96 à 7.102).

7.69. L'emballage et le transport des assemblages combustibles neufs et irradiés doivent être effectués conformément aux prescriptions nationales et internationales et, s'il y a lieu, à la référence [18].

7.70. Il faut maintenir un système complet de relevés sur la gestion du cœur, les activités de manutention du combustible et des composants du cœur ainsi que l'entreposage du combustible conformément au programme d'assurance de la qualité.

SÛRETÉ INCENDIE

7.71. L'exploitant doit effectuer des analyses périodiques de la sûreté incendie. Ces analyses doivent comprendre des évaluations de la vulnérabilité des systèmes de sûreté à l'incendie ; des modifications de l'application du concept de défense en profondeur ; des modifications des moyens de lutte contre l'incendie ; du contrôle des matières inflammables ; du contrôle des sources d'inflammation ; de la maintenance ; des essais; et de la préparation du personnel.

PLANIFICATION POUR LES SITUATIONS D'URGENCE

7.72. Pour une installation dotée d'un réacteur de recherche, il faut établir des plans d'urgence couvrant toutes les activités qu'il est prévu d'entreprendre en cas de situation d'urgence. L'exploitant doit établir des procédures d'urgence, conformément aux prescriptions de l'organisme de réglementation et en coopération, au besoin, avec les autorités gouvernementales et locales compétentes ou d'autres organismes, afin d'assurer une coordination efficace de tous les services du site et de l'assistance extérieure en cas de situation d'urgence. Les procédures d'urgence doivent être fondées sur les accidents analysés dans le RS et sur les accidents supplémentaires postulés aux fins de la planification pour les situations d'urgence. Les prescriptions relatives à la planification pour les situations d'urgence sont énoncées dans la référence [19].

7.73. Le plan d'urgence et les arrangements élaborés par l'exploitant doivent, s'il y a lieu, comprendre ce qui suit:

- a) indication des organismes de secours (pour la préparation et l'intervention), y compris les attributions et les responsabilités des personnes ayant un rôle déterminant à jouer;
- b) indication et classement des situations d'urgence;
- c) conditions dans lesquelles une situation d'urgence devrait être déclarée, liste des personnes habilitées à la déclarer et description des procédures ou des dispositifs d'alerte appropriés;
- d) dispositions concernant l'évaluation initiale et ultérieure, notamment la surveillance des conditions radiologiques dans l'environnement;
- e) accords avec des organismes extérieurs qui fourniront une aide en cas de situation d'urgence, y compris les lettres d'accord et les coordonnées des correspondants;
- f) mesures protectrices pour réduire le plus possible l'exposition des personnes aux rayonnements et mesures pour assurer le traitement des victimes éventuelles;
- g) orientations concernant les limites de dose pour l'exposition du personnel chargé de missions de secours ou de missions destinées à atténuer les conséquences d'une situation d'urgence;
- h) mesures à prendre dans l'installation pour limiter l'étendue de tout rejet radioactif et la propagation de la contamination;
- i) chaîne de commandement et de communications, définissant clairement les responsabilités et les tâches des personnes et des organismes concernés;
- j) dispositions visant à assurer la fiabilité des communications entre la cellule de crise et les emplacements internes et externes;
- k) description des installations, des équipements et des procédures pour les situations d'urgence;
- l) inventaire des équipements d'urgence qu'il faut tenir prêts dans des endroits spécifiés;
- m) notifications requises pour informer les autorités;
- n) notifications requises pour demander des ressources supplémentaires;
- o) mesures à prendre par les personnes et les organismes participant à l'application du plan;
- p) dispositions concernant l'information du public;
- q) dispositions relatives à la formation du personnel, avec indication de la fréquence et de l'ampleur des exercices;
- r) dispositions prévues pour la déclaration de la fin de l'urgence et le retour à la normale.

7.74. Le plan d'urgence doit être appliqué par le biais de procédures d'urgence constituées par des documents et des instructions indiquant en détail les mesures et dispositions d'application requises pour atténuer les conséquences de la situation d'urgence. Le plan et les procédures d'urgence doivent être réexaminés à des intervalles spécifiés et amendés au besoin pour faire en sorte que les enseignements tirés soient pris en compte.

7.75. Le personnel d'exploitation doit prendre les mesures appropriées conformément aux procédures d'urgence établies pour faire face à une situation d'urgence. D'autres groupes chargés des services d'appui sur le site et des organismes extérieurs doivent intervenir conformément à ce qui est indiqué dans le plan d'urgence, suivant la nature et l'ampleur de la situation d'urgence.

7.76. L'équipe de crise doit comprendre des personnes au fait des opérations du réacteur de recherche et devrait normalement être dirigée par le directeur du réacteur ou un suppléant. Tout le personnel appelé à participer à une intervention en cas de situation d'urgence doit recevoir les instructions, la formation et le perfectionnement périodique dont il a besoin pour s'acquitter de ses tâches en cas de situation d'urgence. Toutes les personnes présentes sur le site doivent recevoir des instructions concernant les mesures à prendre en cas d'urgence. Les instructions doivent être affichées bien en évidence.

7.77. Des exercices doivent être organisés à intervalles appropriés, et tous ceux qui ont des tâches à remplir dans une intervention en cas de situation d'urgence doivent, autant que possible, y participer. Les résultats des exercices doivent être examinés et, si besoin est, les enseignements qui en sont tirés doivent être pris en compte lors des révisions du plan d'urgence.

7.78. Les installations, les instruments, les outils, les équipements, la documentation et les systèmes de communications à utiliser dans les situations d'urgence doivent être tenus à disposition, et ce dans des conditions telles qu'ils ne risquent pas d'être endommagés ou rendus indisponibles par les accidents postulés.

PROTECTION PHYSIQUE

7.79. Des mesures appropriées doivent être prises, conformément à la législation et à la réglementation nationales, pour empêcher des actes non autorisés, y compris des actes de sabotage, susceptibles de compromettre la sûreté

dans les réacteurs de recherche et les installations associées, et pour intervenir si de tels actes se produisent.

7.80. Des recommandations internationales sur la protection physique des installations et matières nucléaires figurent dans la référence [24].

RELEVÉS ET RAPPORTS

7.81. Pour les besoins de l'exploitation sûre du réacteur, l'exploitant doit conserver toutes les informations essentielles concernant la conception, la construction, la mise en service, la configuration actuelle et l'exploitation du réacteur. Ces informations doivent être tenues à jour pendant toute la phase d'exploitation du réacteur et mises à disposition durant son déclassement. Elles comprennent des données sur le site et son environnement, les spécifications de conception, des détails sur les équipements et les matières fournis, les plans de l'installation telle que construite, des informations sur les effets cumulés des modifications, les journaux, les manuels de conduite et de maintenance ainsi que les documents sur l'assurance de la qualité.

7.82. Il faut élaborer des procédures administratives conformes au programme d'assurance de la qualité pour la production, la collecte, la conservation et l'archivage des relevés et des rapports. Les mentions portées dans les journaux, les listes de contrôle et les autres relevés appropriés doivent être dûment datées et signées.

7.83. Il faut établir et conserver des relevés sur les cas de non-respect et les mesures prises pour ramener le réacteur de recherche à une situation de respect et les mettre à la disposition de l'organisme de réglementation. L'exploitant doit préciser quels sont les relevés qui doivent être conservés et pendant combien de temps ils doivent l'être.

7.84. Les dispositions prises aux fins de la conservation des relevés et des rapports doivent être conformes au programme d'assurance de la qualité. Le système de gestion des documents doit être conçu de telle manière que les documents périmés sont archivés et que le personnel n'utilise que la dernière version de chaque document. Il faut envisager de conserver des documents hors du site (par exemple, au centre de crise) en vue de pouvoir y accéder en cas de situation d'urgence.

UTILISATION ET MODIFICATION DU RÉACTEUR

7.85. L'exploitant doit assumer la responsabilité de tous les aspects de la préparation et de la réalisation d'une modification ou d'une expérience qui touchent à la sûreté. Il peut confier ou sous-traiter l'exécution de certaines tâches à d'autres organismes, mais il ne doit pas déléguer ses responsabilités. L'exploitant doit notamment être responsable de la gestion du projet d'utilisation ou de modification proposé, auquel le directeur du réacteur doit participer conformément aux procédures établies. Dans le cas des grands projets, il faut notamment en établir les objectifs et la structure, nommer un directeur de projet, définir les responsabilités et allouer des ressources adéquates. En outre, avant le début des projets d'utilisation et de modification, il faut établir et appliquer des procédures approuvées pour leur contrôle.

7.86. L'exploitant doit être chargé de veiller à ce que:

- a) des analyses de sûreté soient effectuées pour l'utilisation ou la modification proposée;
- b) les critères de classement approuvés soient appliqués (voir par. 7.87 et réf. [15]);
- c) on se conforme aux documents de sûreté pertinents;
- d) les prescriptions correspondantes concernant l'examen et l'approbation soient respectées. Ces prescriptions peuvent prévoir notamment la nécessité d'obtenir l'approbation de l'organisme de réglementation avant d'engager ou d'instituer une procédure d'autorisation officielle;
- e) des précautions et des contrôles appropriés soient appliqués en matière de sûreté pour toutes les personnes participant à l'exécution de la modification ou des expériences et pour le public et l'environnement;
- f) tous les stades de la préparation et de l'exécution de l'expérience ou de la modification fassent l'objet d'une assurance de la qualité afin de déterminer si les prescriptions et les critères de sûreté applicables ont tous été respectés;
- g) tout le personnel appelé à participer à une modification ou utilisation proposée possède la formation, les qualifications et l'expérience voulues pour ce faire et, au besoin, ait été formé préalablement aux effets de cette modification ou utilisation sur l'exploitation et les caractéristiques de sûreté du réacteur;
- h) tous les documents relatifs aux caractéristiques de sûreté du réacteur, tels que les RS, les LCE et les procédures correspondantes d'exploitation, de maintenance et d'intervention d'urgence soient rapidement mis à jour selon que de besoin.

7.87. Il faut classer les propositions relatives à l'utilisation et à la modification du réacteur de recherche et établir des critères pertinents à cette fin. Ces propositions doivent être classées (voir par. 305 à 326 de la réf. [15]) soit en fonction de leur importance du point de vue de la sûreté, soit sur la base d'une déclaration indiquant si le changement proposé fera sortir le réacteur des LCE durant son exploitation.

7.88. Les projets d'utilisation ou de modification ayant une importance majeure pour la sûreté (voir par. 310 de la réf. [15]) doivent faire l'objet d'analyses de sûreté et de procédures de conception, de construction et de mise en service analogues à celles décrites aux paragraphes 6.72 à 6.78 pour le réacteur lui-même.

7.89. Dans la mise en œuvre des projets d'utilisation ou de modification de réacteurs de recherche, l'exposition des travailleurs aux rayonnements doit être maintenue au niveau le plus bas qu'il est raisonnablement possible d'atteindre.

7.90. Le directeur du réacteur doit établir une procédure pour l'examen et l'approbation des expériences et modifications proposées et pour le contrôle de leur fonctionnement. Cette procédure doit prévoir la fourniture de toutes les informations pertinentes, par exemple de ce qui suit:

- a) description de l'objet de l'expérience ou de la modification;
- b) justification de la nécessité de l'expérience ou de la modification;
- c) prescriptions et critères de conception, y compris pour l'évaluation de leur sûreté;
- d) description des procédés de fabrication employés;
- e) description des procédures de montage appliquées;
- f) description du processus de mise en service;
- g) aperçu des procédures d'exploitation et des procédures d'urgence;
- h) description des risques radiologiques éventuels pour les expérimentateurs;
- i) description des mesures de sûreté radiologique nécessaires pour empêcher une exposition accidentelle (y compris les restrictions concernant l'accès à l'installation d'irradiation et aux sources radioactives et/ou aux faisceaux de neutrons);
- j) description de la protection radiologique requise autour de l'installation pour empêcher une augmentation du rayonnement (direct ou diffusé) produit dans les conditions normales et anormales;
- k) indications quant à la nécessité d'un stockage définitif des déchets radioactifs produits lors de l'expérience ou de la modification;
- l) liste des documents pertinents qui doivent être actualisés;

- m) prescriptions particulières relatives à l'octroi d'une formation et, au besoin, d'une nouvelle autorisation aux opérateurs du réacteur;
- n) prescriptions en matière d'assurance de la qualité.

7.91. L'utilisation et la manutention des dispositifs expérimentaux doivent être contrôlés par le biais de procédures écrites. Ces procédures doivent tenir compte des effets possibles sur le réacteur, en particulier des modifications de la réactivité.

7.92. Les modifications apportées à des dispositifs expérimentaux doivent être soumises aux mêmes procédures de conception, de conduite et d'approbation que les dispositifs expérimentaux originels.

RADIOPROTECTION

Généralités

7.93. Dans l'installation dotée du réacteur de recherche, les expositions aux rayonnements doivent faire l'objet de contraintes de dose fixées ou approuvées par l'organisme de réglementation ou une autre autorité compétente pour faire en sorte que les limites de dose pertinentes ne soient pas dépassées. Dans toutes les conditions de fonctionnement, les principaux buts de la radioprotection doivent être d'éviter toute exposition inutile aux rayonnements et de maintenir les doses en dessous des contraintes de dose et au niveau le plus bas qu'il est raisonnablement possible d'atteindre compte tenu des facteurs économiques et sociaux.

7.94. Dans les conditions accidentelles, il faut faire en sorte que les conséquences radiologiques restent faibles grâce à des dispositifs de sauvegarde appropriés et aux mesures prévues dans le plan d'urgence.

7.95. L'ensemble de la documentation et des activités relatives à la radioprotection doivent être conformes aux prescriptions d'exploitation pour l'assurance de la qualité.

Programme de radioprotection

7.96. L'exploitant doit établir un programme de radioprotection conformément aux prescriptions réglementaires. Il doit faire figurer dans ce programme une déclaration de politique énonçant l'objectif de radioprotection (voir par. 3.2 de la

réf. [20]) ainsi qu'une déclaration affirmant son attachement au principe de l'optimisation de la protection (voir par. 4.9 à 4.12 de la réf. [20]). Le programme de radioprotection doit satisfaire aux prescriptions des Normes fondamentales internationales de protection contre les rayonnements ionisants et de sûreté des sources de rayonnements [12] et être approuvé par l'organisme de réglementation.

7.97. Le programme de radioprotection est soumis aux prescriptions relatives à la radioprotection professionnelle (voir réf. [12 et 25]) et doit prévoir en particulier des mesures pour:

- a) instaurer une coopération entre le personnel chargé de la radioprotection et celui qui est chargé de l'exploitation pour l'établissement des procédures de conduite et de maintenance lorsqu'il faut s'attendre à des risques radiologiques et veiller à ce qu'une assistance directe soit fournie en cas de besoin;
- b) assurer la décontamination du personnel, des équipements et des structures;
- c) contrôler le respect de la réglementation applicable au transport des matières radioactives [18];
- d) détecter et enregistrer tout rejet de matières radioactives;
- e) enregistrer l'ensemble des sources de rayonnements;
- f) dispenser une formation adéquate aux pratiques de radioprotection;
- g) prévoir de réexaminer et d'actualiser le programme à la lumière de l'expérience.

Personnel de radioprotection

7.98. Dans le programme de radioprotection, il faut prévoir de nommer des responsables qualifiés de la radioprotection qui maîtrisent les aspects radiologiques de la conception et de l'exploitation du réacteur. Ces personnes doivent collaborer avec le groupe d'exploitation du réacteur, mais leurs liens hiérarchiques avec l'exploitant doivent être indépendants de la direction du réacteur.

7.99. Il faut désigner un expert qualifié²⁹ qui doit être mis à la disposition du directeur du réacteur pour le conseiller au sujet du respect du programme de radioprotection et de sa conformité avec les prescriptions établies dans la

²⁹ Voir par. 2.31 et 2.32 de la réf. [12].

référence [12] et qui doit être en rapport avec les cadres de l'exploitant ayant les pouvoirs nécessaires pour établir et faire appliquer des procédures d'exploitation.

7.100. Tous les membres du personnel de l'installation doivent être responsables individuellement de la mise en pratique, dans leur domaine d'activité, des mesures de contrôle de l'exposition spécifiées dans le programme de radioprotection. En conséquence, il faut insister particulièrement sur la formation de tous les membres du personnel de l'installation de sorte qu'ils soient pleinement informés tant des risques radiologiques que des mesures de protection prévues. Il faut accorder une attention particulière à la possibilité que certaines des personnes se trouvant dans l'installation dotée du réacteur de recherche puissent ne pas y travailler en permanence (expérimentateurs, stagiaires, visiteurs et sous-traitants, par exemple).

Niveaux de référence

7.101. Afin d'aider la direction du réacteur à faire en sorte que les doses de rayonnements soient maintenues au niveau le plus bas qu'il est raisonnablement possible d'atteindre et que les contraintes de dose ne soient pas dépassées, l'exploitant doit fixer des niveaux de référence pour les doses et/ou les débits de dose ainsi que des niveaux de référence inférieurs aux limites autorisées pour les rejets radioactifs. Ces niveaux de référence doivent être incorporés dans les LCE et fixés en conformité avec l'objectif de radioprotection (voir par. 205 de la réf. [1]). Si les niveaux de référence sont dépassés, l'exploitant doit faire une enquête à ce sujet en vue de prendre des mesures correctives.

7.102. Si les limites de dose applicables à l'exposition des travailleurs ou du public ou si les limites autorisées pour les rejets radioactifs sont dépassées, l'organisme de réglementation et les autres autorités compétentes doivent être informés conformément aux prescriptions.

Contrôle de l'exposition professionnelle

7.103. Il faut mesurer, enregistrer et évaluer, conformément aux prescriptions de l'organisme de réglementation ou d'une autre autorité compétente, les doses reçues par tous les membres du personnel qui peuvent être professionnellement exposés à des niveaux élevés de rayonnement, et les relevés doivent être mis à la disposition de l'organisme de réglementation ou des autres autorités compétentes désignées dans la réglementation nationale. Des prescriptions détaillées relatives à l'exposition professionnelle sont établies dans l'appendice I à la référence [12].

Gestion des déchets radioactifs

7.104. Il faut exploiter le réacteur et ses dispositifs expérimentaux de manière à réduire le plus possible la production de déchets radioactifs de toutes sortes, à garantir que les rejets de matières radioactives dans l'environnement sont maintenus au niveau le plus bas qu'il est raisonnablement possible d'atteindre et à faciliter la manutention et le stockage définitif des déchets. Des arrangements doivent être mis en place aux fins de la gestion des déchets radioactifs solides, liquides et gazeux dans l'installation dotée du réacteur de recherche ainsi que de leur enlèvement final de l'installation. Toutes les activités relatives aux effluents et aux déchets radioactifs doivent être menées conformément au programme d'assurance de la qualité (voir note de bas de page 14). D'autres prescriptions en la matière sont énoncées dans la référence [14].

7.105. Il faut surveiller les rejets d'effluents radioactifs et enregistrer les résultats afin de vérifier que les prescriptions réglementaires applicables sont respectées. Il faut aussi en informer régulièrement l'organisme de réglementation ou une autre autorité compétente conformément à ses prescriptions.

7.106. Il faut suivre des procédures écrites pour la manutention, la collecte, le traitement, l'entreposage et le stockage définitif des déchets radioactifs. Ces activités doivent être menées conformément aux prescriptions de l'organisme de réglementation ou d'une autre autorité compétente.

7.107. Il faut tenir un relevé approprié des quantités, types et caractéristiques des déchets radioactifs entreposés et stockés définitivement ou enlevés du site du réacteur.

ÉVALUATIONS DE SÛRETÉ ET QUESTIONS LIÉES AU VIEILLISSEMENT

7.108. L'exploitant doit procéder à des évaluations de sûreté tout au long de la vie utile du réacteur (voir par. 2.15 et 2.16). Ces évaluations doivent porter sur toutes les questions de sûreté liées à l'exploitation, y compris la radioprotection, la réévaluation du site, la protection physique et la planification pour les situations d'urgence. Dans l'exécution des évaluations de sûreté, l'exploitant doit tenir dûment compte des informations tirées de l'expérience d'exploitation et de celles qui proviennent d'autres sources pertinentes. Un programme d'examen périodiques approfondis satisfait à cette prescription concernant les évaluations de sûreté. Sur la base des résultats des évaluations de sûreté, l'exploitant doit

prendre les mesures correctives nécessaires le cas échéant et envisager d'apporter les modifications justifiées pour améliorer la sûreté.

7.109. Le programme d'examens périodiques devrait couvrir certains aspects du programme de gestion du vieillissement afin de démontrer l'état de l'installation du point de vue du vieillissement et de fournir une base pour prendre des mesures en matière de vieillissement. Les examens périodiques constituent donc des outils d'exploitation propres à prévenir et à atténuer les effets du vieillissement et des modifications apportées autour du site. Les examens des SSC du réacteur effectués à l'aide de techniques non destructives sont appelés « inspections en service ». L'exploitant doit effectuer de telles inspections dans le cadre de son programme de gestion du vieillissement (voir par. 6.68 à 6.70).

Examens par des pairs

7.110. Certains examens de réacteurs de recherche doivent revêtir la forme d'examens par des pairs, c'est-à-dire être effectués par des examinateurs venant d'autres réacteurs de recherche qui fonctionnent bien. Ces examens par des pairs permettront d'avoir accès aux pratiques et aux programmes d'autres réacteurs de recherche (voir par. 2.16 et 4.16).

ARRÊT PROLONGÉ

7.111. Une installation dotée d'un réacteur de recherche peut connaître des périodes d'arrêt prolongé en attendant que des décisions soient prises au sujet de son avenir, par exemple à cause de considérations budgétaires, d'un manque d'utilisation ou d'une panne. Un arrêt prolongé peut être programmé, mais le plus souvent il sera imprévu. Au cours d'un arrêt prolongé, l'exploitant doit prendre les mesures voulues pour éviter une grave dégradation des matériaux et des composants. Il faut envisager de prendre les mesures suivantes:

- a) déchargement des éléments combustibles du cœur du réacteur pour les entreposer sur des râteliers;
- b) modification des LCE conformément aux prescriptions applicables au réacteur à l'arrêt;
- c) enlèvement de composants pour les entreposer en vue de les protéger;
- d) adoption de mesures pour empêcher une corrosion et un vieillissement accélérés;

- e) conservation dans l'installation d'un personnel suffisant pour effectuer les inspections, les essais périodiques et les travaux de maintenance nécessaires.

7.112. L'exploitant doit prendre dès que possible les décisions voulues pour réduire le plus possible la période d'arrêt. Au cours d'une période d'arrêt prolongé, il doit envisager les conséquences de l'arrêt pour le respect des conditions de la licence (par exemple, pour la protection physique du combustible) et pour la qualification du personnel d'exploitation.

8. DÉCLASSEMENT

8.1. Dans le cas de certains réacteurs de recherche en service, il n'a pas été tenu compte dans leur conception du fait qu'ils devront être finalement déclassés. Toutes les activités d'exploitation des réacteurs de recherche, y compris les inspections, les essais périodiques et la maintenance, la modification et les expériences, doivent cependant être menées d'une manière qui facilitera leur déclassé. Il faut tenir à jour la documentation concernant le réacteur et enregistrer les informations sur les enseignements tirés de la manutention de SSC contaminés ou irradiés lors de la maintenance ou de la modification du réacteur afin de faciliter la planification du déclassé.

8.2. Il faut établir un plan de déclassé afin de garantir la sûreté pendant tout le processus de déclassé. Ce plan doit être soumis pour examen et approbation par le comité de sûreté et l'organisme de réglementation avant que les activités de déclassé ne débutent. Des orientations sur le déclassé des réacteurs de recherche sont données dans la référence [16].

8.3. Le plan de déclassé doit comporter une évaluation d'une ou de plusieurs démarches possibles en matière de déclassé qui sont adaptées au réacteur considéré et conformes aux prescriptions de l'organisme de réglementation. Comme exemples de démarches possibles, on peut citer:

- a) le confinement sous surveillance du réacteur, à l'état intact, après enlèvement de tous les assemblages combustibles ainsi que de tous les composants activés et contaminés et de tous les déchets radioactifs qui peuvent être enlevés aisément;

- b) le confinement renforcé des structures et des grands composants activés après enlèvement du réacteur de tous les assemblages combustibles ainsi que de tous les composants activés et contaminés et de tous les déchets radioactifs qui peuvent être enlevés aisément;
- c) l'enlèvement du réacteur de toutes les matières radioactives et de tous les composants activés et contaminés qui peuvent être enlevés et décontamination complète des structures restantes en vue de permettre une utilisation inconditionnelle de l'installation.

8.4. Lors de l'établissement du plan de déclassement, il faut examiner les aspects de la conception du réacteur qui facilitent le déclassement, comme le choix de matériaux permettant de réduire l'activation et de faciliter la décontamination, la mise en place de moyens de manutention à distance pour l'enlèvement des composants activés et l'inclusion d'installations pour le traitement des déchets radioactifs. Il faut en outre examiner les aspects de l'exploitation de l'installation qui sont importants pour le déclassement, tels que les éventuelles contaminations involontaires dont on a différé le nettoyage jusqu'au déclassement du réacteur et les modifications pour lesquelles on ne dispose peut-être pas d'une documentation complète. Le plan de déclassement doit englober toutes les étapes qui conduiront finalement à un état de déclassement complet où la sûreté peut être garantie moyennant une surveillance minimum ou sans qu'une surveillance soit nécessaire. Ces étapes peuvent comprendre l'entreposage et la surveillance, l'utilisation conditionnelle du site et l'utilisation inconditionnelle de ce dernier. Des orientations concernant le déclassement sont données dans la référence [16].

8.5. La décision de déclasser un réacteur est souvent prise après une période d'arrêt prolongé. Les événements survenant dans le réacteur au cours de cette période doivent être pris en considération lors de l'élaboration du plan de déclassement.

8.6. Toutes les activités menées au cours du déclassement doivent l'être conformément à un programme d'assurance de la qualité (voir note de bas de page 14).

8.7. La responsabilité de l'exploitant ne doit prendre fin qu'avec l'approbation de l'organisme de réglementation.

8.8. Les procédures de manutention, de démantèlement et de stockage définitif des dispositifs expérimentaux et d'autres équipements irradiés à entreposer et stocker définitivement doivent être établies à l'avance, ou dès que possible si les

équipements considérés ont déjà été construits et que ces procédures ne sont pas en place. Pour des orientations en la matière, voir paragraphes 901 à 908 de la référence [15].

Appendice

SÉLECTION D'ÉVÉNEMENTS INITIATEURS POSTULÉS POUR LES RÉACTEURS DE RECHERCHE

- 1) Perte des alimentations électriques:
 - Perte de l'alimentation électrique normale³⁰.
- 2) Apport d'un excédent de réactivité:
 - Criticité durant la manutention du combustible (due à une erreur lors de l'insertion du combustible);
 - Accident au démarrage;
 - Défaillance de barres de commande ou de prolongateurs;
 - Défaillance de mécanismes ou de systèmes de commande;
 - Défaillance d'autres dispositifs de commande de la réactivité (modérateur, réflecteur);
 - Positions non uniformes des barres;
 - Rupture ou affaissement de composants structurels;
 - Apport d'eau froide;
 - Modifications dans le modérateur (vides, apport de D₂O dans des circuits de H₂O, etc.);
 - Impacts d'expériences et de dispositifs expérimentaux (par exemple noyage ou vidange, effets de la température, insertion de matières fissiles ou retrait d'absorbants);
 - Réactivité insuffisante à l'arrêt;
 - Éjections intempestives de barres de commande;
 - Erreurs de maintenance des dispositifs de commande de la réactivité;
 - Signaux intempestifs de systèmes de commande.
- 3) Perte de débit:
 - Défaillance de pompes primaires;
 - Réduction du débit du fluide primaire de refroidissement (provoquée par exemple par une défaillance des vannes ou l'obstruction de tuyauteries ou d'un échangeur de chaleur);
 - Impact de l'échec d'une expérience ou d'une fausse manœuvre pendant une expérience ;

³⁰ Bien que ceci ne soit pas considéré comme un événement initiateur, il faudrait envisager le cas d'une perte de l'alimentation normale suivie d'une perte de l'alimentation de secours afin d'être certain que les conséquences en seraient acceptables dans les situations d'urgence (par exemple, une chute de tension peut provoquer la défaillance de certains dispositifs à différents moments).

- Rupture de l’enveloppe du fluide primaire de refroidissement entraînant une perte de débit;
 - Obstruction de canaux de combustible;
 - Mauvaise répartition de la puissance due par exemple à des positions non uniformes des barres durant des expériences menées dans le cœur ou durant le chargement de combustible dans le cœur (déséquilibre entre puissance et flux);
 - Réduction du débit du fluide de refroidissement due à un contournement du cœur;
 - Écart de pression dans les circuits par rapport aux limites spécifiées;
 - Perte de la source froide (due par exemple à la défaillance d’une vanne ou d’une pompe, ou à la rupture d’un circuit);
- 4) Perte de fluide de refroidissement:
- Rupture de l’enveloppe du circuit primaire de refroidissement;
 - Endommagement de la piscine;
 - Abaissement du niveau de la piscine par pompage;
 - Défaillance de tubes à faisceaux ou d’autres traversées;
- 5) Erreurs de manutention ou dysfonctionnement d’équipements ou de composants:
- Rupture de la gaine d’un élément combustible;
 - Endommagement mécanique du cœur ou du combustible (par exemple manutention sans précaution du combustible et chute d’un château de transfert sur le combustible);
 - Défaillance d’un circuit de refroidissement de secours;
 - Dysfonctionnement de la commande de la puissance du réacteur;
 - Criticité du combustible entreposé;
 - Défaillance de moyens de confinement, y compris du système de ventilation;
 - Perte du fluide de refroidissement du combustible en cours de transfert ou d’entreposage;
 - Perte ou réduction du blindage;
 - Défaillance d’appareils ou de matériaux expérimentaux (par exemple rupture de boucle);
 - Dépassement des puissances spécifiques.
- 6) Événements internes particuliers:
- Incendies ou explosions internes;
 - Inondation interne;
 - Perte de systèmes auxiliaires;
 - Incidents liés à la sécurité;
 - Dysfonctionnements d’expériences menées en réacteur;
 - Accès aux zones contrôlées dans des conditions irrégulières;

- Jets de fluides et fouettement de tuyauteries;
- Réactions chimiques exothermiques;
- 7) Événements externes:
 - Séismes (y compris la formation de failles et les glissements de terrain d'origine sismique);
 - Inondations (y compris celles provoquées par la rupture d'un barrage en amont et l'obstruction d'un cours d'eau);
 - Cyclones et projectiles entraînés par les cyclones;
 - Tempêtes de sable;
 - Ouragans, orages et foudre;
 - Cyclones tropicaux;
 - Explosions;
 - Chutes d'aéronefs;
 - Incendies;
 - Déversements de produits toxiques;
 - Accidents sur les voies d'acheminement;
 - Impacts d'installations du voisinage (par exemple installations nucléaires, usines chimiques et installations de gestion de déchets);
 - Dangers biologiques tels que corrosion microbienne, endommagement de structures ou d'équipements par des rongeurs ou des insectes;
 - Phénomènes météorologiques extrêmes;
 - Foudroiements;
 - Sautes de puissance ou surtension sur l'alimentation externe.
- 8) Fausses manœuvres.

RÉFÉRENCES

- [1] AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE, La sûreté des installations nucléaires, collection Sécurité n° 110, AIEA, Vienne (1993).
- [2] AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE, Infrastructure législative et gouvernementale pour la sûreté nucléaire, la sûreté radiologique, la sûreté des déchets radioactifs et la sûreté du transport, collection Normes de sûreté n° GS-R-1, AIEA, Vienne (2004).
- [3] AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE, Organisation et dotation en effectifs d'un organisme de réglementation des installations nucléaires, collection Normes de sûreté n° GS-G-1.1, AIEA, Vienne (2004).
- [4] AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE, Examen-évaluation des installations nucléaires par l'organisme de réglementation, collection Normes de sûreté n° GS-G-1.2, AIEA, Vienne (2004).
- [5] AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE, Inspection réglementaire des installations nucléaires et pouvoir de coercition de l'organisme de réglementation, collection Normes de sûreté n° GS-G-1.3, AIEA, Vienne (2004).
- [6] AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE, Documentation à utiliser pour la réglementation des installations nucléaires, collection Normes de sûreté n° GS-G-1.4, AIEA, Vienne (2004).
- [7] AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE, Évaluation de la sûreté des réacteurs de recherche et établissement du rapport de sûreté, collection Sécurité n° 35-G1, AIEA, Vienne (2004).
- [8] GROUPE CONSULTATIF INTERNATIONAL POUR LA SÛRETÉ NUCLÉAIRE, Culture de sûreté, collection Sécurité n° 75-INSAG-4, AIEA, Vienne (1991).
- [9] 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).
- [10] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Grading of Quality Assurance Requirements, Technical Reports Series No. 328, IAEA, Vienna (1991).
- [11] AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE, Évaluation des sites d'installations nucléaires, collection Normes de sûreté n° NS-R-3, AIEA, Vienne (*à paraître*).
- [12] AGENCE DE L'OCDE POUR L'ÉNERGIE NUCLÉAIRE, AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE, ORGANISATION DES NATIONS UNIES POUR L'ALIMENTATION ET L'AGRICULTURE, ORGANISATION INTERNATIONALE DU TRAVAIL, ORGANISATION MONDIALE DE LA SANTÉ, ORGANISATION PANAMÉRICAINE 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).
- [13] AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE, Contrôle réglementaire des rejets radioactifs dans l'environnement, collection Normes de sûreté n° WS-G-2.3, AIEA, Vienne (2005).

- [14] AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE, Gestion des déchets radioactifs avant stockage définitif, y compris le déclassé, collection Normes de sûreté n° WS-R-2, AIEA, Vienne (2004).
- [15] AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE, La sûreté dans le cadre de l'utilisation et de la modification des réacteurs de recherche, collection Sécurité n° 35-G2, AIEA, Vienne (2005).
- [16] AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE, Déclassé des centrales nucléaires et des réacteurs de recherche, collection Normes de sûreté n° WS-G-2.1, AIEA, Vienne (2004).
- [17] AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE, Principes de gestion des déchets radioactifs, collection Sécurité n° 111-F, AIEA, Vienne (1996).
- [18] AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE, Règlement de transport des matières radioactives, édition de 1996 (telle qu'amendée en 2003), collection Normes de sûreté n° TS-R-1, AIEA, Vienne (2005).
- [19] AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE, AGENCE DE L'OCDE POUR L'ÉNERGIE NUCLÉAIRE, BUREAU DE LA COORDINATION DES AFFAIRES HUMANITAIRES DE L'ONU, ORGANISATION DES NATIONS UNIES POUR L'ALIMENTATION ET L'AGRICULTURE, ORGANISATION INTERNATIONALE DU TRAVAIL, ORGANISATION MONDIALE DE LA SANTÉ, ORGANISATION PANAMÉRICAINE DE LA SANTÉ, Préparation et intervention en cas de situation d'urgence nucléaire ou radiologique, collection Normes de sûreté n° GS-R-2, AIEA, Vienne (2004).
- [20] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Radiation Protection and the Safety of Radiation Sources, Safety Series No. 120, IAEA, Vienna (1996).
- [21] GROUPE CONSULTATIF INTERNATIONAL POUR LA SÛRETÉ NUCLÉAIRE, La défense en profondeur en sûreté nucléaire, collection INSAG n° 10, AIEA, Vienne (1997).
- [22] AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE, Sûreté des centrales nucléaires: Conception, collection Normes de sûreté n° NS-R-1, AIEA, Vienne (2005).
- [23] INTERNATIONAL NUCLEAR SAFETY ADVISORY GROUP, Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants, INSAG-12, IAEA, Vienna (1999).
- [24] AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE, La protection physique des matières et des installations nucléaires, INFCIRC/225/Rev.4, AIEA, Vienne (2000).
- [25] AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE, BUREAU INTERNATIONAL DU TRAVAIL, Protection des travailleurs contre les dangers des rayonnements ionisants, collection Normes de sûreté n° RS-G-1.1, AIEA, Vienne (2004).

Annexe I

FONCTIONS DE SÛRETÉ POUR LES RÉACTEURS DE RECHERCHE

I-1. Un certain nombre de fonctions de sûreté pour les réacteurs de recherche sont indiquées dans le tableau I-1. Les fonctions de sûreté, fonctions caractéristiques essentielles associées aux SSC, garantissent la sûreté du réacteur. Elles sont adaptées à la conception particulière du réacteur. Certaines ne s'appliquent pas dans le cas de certains types de réacteur de recherche. Les fonctions de sûreté sont l'un des éléments clés qui permettent de moduler l'application des prescriptions aux SSC. Il importe de déterminer celles que remplit chaque SSC. Les fonctions de sûreté présentées dans le tableau I.1 sont à l'intention de l'organisme exploitant d'un réacteur de recherche. Une justification doit être fournie lorsque les dispositions ne sont pas prises pour que l'une quelconque de ces fonctions de sûreté soit remplie.

TABLEAU I-1. FONCTIONS DE SÛRETÉ POUR LES RÉACTEURS DE RECHERCHE

Éléments importants pour la sûreté	Fonctions de sûreté
Bâtiments et structures	a) Constituer une barrière au rejet non contrôlé de matières radioactives dans l'environnement b) Assurer aux systèmes de sûreté qu'ils renferment une protection contre les événements externes et internes c) Constituer une protection contre les rayonnements
Cœur du réacteur	a) Préserver la géométrie du combustible et la circulation nécessaire du réfrigérant pour permettre une éventuelle mise à l'arrêt ou évacuation de la chaleur dans toutes les conditions de fonctionnement du réacteur et dans des accidents hors dimensionnement b) Exercer des effets de contre-réaction de réactivité négative c) Offrir un moyen de modérer et de régler les flux de neutrons
Matrice du combustible et gainage	a) Constituer une barrière au rejet de produits de fission et autres matières radioactives provenant du combustible b) Assurer une configuration constante
Système de commande de la réactivité (y compris système de mise à l'arrêt du réacteur)	Commander la réactivité du cœur du réacteur de sorte que le réacteur soit mis à l'arrêt dans des conditions de sûreté et que les limites nominales du combustible et autres limites ne soient pas franchies quelles que soient les conditions de fonctionnement du réacteur ou dans des accidents hors dimensionnement.

TABLEAU I-1. FONCTIONS DE SÛRETÉ POUR LES RÉACTEURS DE RECHERCHE (cont.)

Éléments importants pour la sûreté	Fonctions de sûreté
Circuit primaire de refroidissement du réacteur	Assurer un refroidissement adéquat du cœur et veiller à ce que les limites spécifiées pour le combustible et le réfrigérant ne soient pas franchies quelles que soient les conditions de fonctionnement du réacteur ou dans des accidents hors dimensionnement
Système de refroidissement de secours du cœur	Transférer la chaleur du cœur du réacteur à la suite d'un accident de perte de réfrigérant à une vitesse suffisante pour empêcher tout endommagement important du combustible
Système de protection du réacteur	<ul style="list-style-type: none"> a) Prendre des mesures protectrices pour arrêter le réacteur, refroidir et confiner les matières radioactives et atténuer les conséquences d'accidents b) Commander les dispositifs de verrouillage pour protéger contre les fausses manœuvres si les conditions requises n'ont pas été remplies
Autres systèmes de contrôle-commande liés à la sûreté	<ul style="list-style-type: none"> a) Maintenir les paramètres du réacteur dans les limites d'exploitation sans atteindre les limites de sûreté b) Fournir à l'opérateur du réacteur suffisamment d'informations pour lui permettre de déterminer aisément l'état du système de protection du réacteur et de prendre les mesures de sûreté qui s'imposent
Alimentation électrique	Fournir suffisamment d'électricité de la qualité appropriée aux systèmes et équipements pour qu'ils soient capables de remplir leurs fonctions de sûreté en cas de besoin
Système de manutention et d'entreposage du combustible	<ul style="list-style-type: none"> a) Limiter le plus possible la radio-exposition b) Empêcher toute criticité intempestive c) Limiter toute hausse de température du combustible d) Entreposer le combustible neuf ou irradié e) Empêcher tout endommagement du combustible d'origine mécanique ou par corrosion
Système de surveillance radiologique	Effectuer des mesures et mettre en garde afin de limiter le plus possible la radio-exposition du personnel d'exploitation et de recherche
Système de protection contre l'incendie	Faire en sorte que les effets d'un incendie ou d'une explosion provoquée par un incendie n'empêchent pas les éléments importants pour la sûreté de remplir leur fonction de sûreté en cas de besoin

Annexe II

ASPECTS DE L'EXPLOITATION DES RÉACTEURS DE RECHERCHE JUSTIFIANT UNE ATTENTION PARTICULIÈRE

II-1. L'Annexe II fait ressortir les aspects opérationnels des réacteurs de recherche justifiant une attention particulière.

GESTION DE LA RÉACTIVITÉ ET DE LA CRITICITÉ

II-2. Les configurations du cœur sont souvent modifiées dans les réacteurs de recherche, et ces modifications amènent à manipuler des composants tels que les assemblages combustibles, les barres de commande et les dispositifs expérimentaux, dont beaucoup représentent une valeur de réactivité considérable. Il faut veiller à ce que les restrictions applicables en matière de sous-criticité et de réactivité pour l'entreposage du combustible et le chargement du cœur ne soient enfreintes à aucun moment.

SÛRETÉ THERMIQUE DU CŒUR

II-3. Les modifications fréquentes du chargement du cœur dont il est question ci-dessus influent sur les caractéristiques nucléaires et thermiques du cœur. Il faut veiller à ce que dans chaque cas ces caractéristiques soient déterminées correctement et à ce qu'elles soient vérifiées d'après les conditions de sûreté nucléaire et thermique applicables avant de faire démarrer le réacteur.

SÛRETÉ DES DISPOSITIFS EXPÉRIMENTAUX

II-4. Les dispositifs expérimentaux utilisés dans les réacteurs de recherche peuvent, du fait de leurs caractéristiques techniques, nucléaires ou opérationnelles, influencer sensiblement sur la sûreté du réacteur. Il faut veiller à ce que les caractéristiques techniques, nucléaires ou opérationnelles des dispositifs expérimentaux soient évaluées comme il convient du point de vue de leurs incidences sur la sûreté et à ce qu'une documentation appropriée soit mise à disposition.

MODIFICATION DES RÉACTEURS

II-5. On modifie souvent les réacteurs de recherche et les dispositifs expérimentaux qui y sont associés afin d'adapter les possibilités d'exploitation et d'expérimentation à l'évolution des besoins en ce qui concerne leur utilisation. Il est nécessaire d'obtenir une assurance particulière pour vérifier que chaque modification a fait l'objet d'une évaluation, d'une documentation et d'un rapport appropriés du point de vue de ses effets possibles sur la sûreté, et que l'on ne fasse pas redémarrer le réacteur sans approbation formelle une fois achevées toutes modifications importantes pour la sûreté.

MANIPULATIONS DE COMPOSANTS ET DE MATIÈRES

II-6. Dans les réacteurs de recherche du type piscine en particulier, on manipule fréquemment des composants, des dispositifs expérimentaux et des matériaux au voisinage du cœur du réacteur. Il convient d'être assuré tout spécialement que les personnes effectuant ces manipulations observent rigoureusement les procédures et restrictions établies afin d'empêcher toute interférence nucléaire ou mécanique avec le réacteur, de limiter le plus possible la probabilité de blocage du refroidissement du combustible par des corps étrangers incontrôlés et d'empêcher les rejets de radioactivité et des expositions excessives aux rayonnements.

MESURES DE SÛRETÉ POUR LES VISITEURS

II-7. Les scientifiques invités, les stagiaires, les étudiants et d'autres personnes qui visitent des réacteurs de recherche peuvent avoir accès à des zones contrôlées et être associés de manière active à l'exploitation ou à l'utilisation du réacteur. Il faut veiller à ce que soient rigoureusement respectés toutes procédures, restrictions et contrôles visant à faire en sorte que ces personnes travaillent dans des conditions sûres et que leurs activités n'influent pas sur la sûreté du réacteur.

GLOSSAIRE

Action protectrice.

Action d'un système de protection nécessitant le fonctionnement d'un dispositif actionneur de sûreté particulier.

Assemblage combustible.

Ensemble d'éléments combustibles et de composants associés qui est chargé dans un cœur de réacteur et en est retiré ultérieurement d'un seul tenant.

Assemblage critique.

Assemblage contenant des matières fissiles et conçu pour entretenir une réaction de fission en chaîne contrôlée à basse puissance, qui est utilisé pour étudier la géométrie et la composition d'un cœur.

Assurance de la qualité.

Actions prévues et systématiques qui sont nécessaires pour assurer, avec un niveau de confiance adéquat, qu'un constituant, un procédé ou un service satisfera à des exigences de qualité données, par exemple à celles qui sont spécifiées dans la licence.

Autoévaluation.

Processus systématique et continu dirigé par les responsables à tous les échelons pour évaluer l'efficacité de la performance dans tous les domaines dont ils sont chargés. Les activités d'autoévaluation consistent notamment à examiner, à surveiller et à exercer des contrôles ponctuels en vue essentiellement d'éviter, ou de repérer et de corriger, les problèmes de gestion qui font obstacle à la réalisation des objectifs de l'organisation, en particulier de ses objectifs de sûreté.

Autorisation.

Octroi d'une permission écrite d'exécuter des activités spécifiées à un exploitant par un organisme de réglementation ou un autre organisme gouvernemental. L'autorisation pourrait englober, par exemple, la délivrance d'une licence, d'un certificat, d'un enregistrement, etc. Ce terme

est parfois employé pour désigner le document accordant une telle permission. L'autorisation revêt normalement un caractère plus formel que l'approbation.

Base de conception.

Éventail des conditions et des événements pris explicitement en considération dans la conception d'une installation, conformément aux critères fixés, de façon que l'installation puisse y résister sans dépassement des limites autorisées quand les systèmes de sûreté fonctionnent comme prévu.

Choix du site.

Processus de sélection d'un site adéquat pour une installation, comprenant une évaluation et la définition des bases de conception correspondantes.

Confinement.

Méthodes ou structures physiques destinées à éviter la dispersion de substances radioactives. Ce terme est employé normalement pour désigner les méthodes ou structures destinées à éviter la dispersion de substances radioactives dans l'environnement en cas de défaillance de l'enveloppe de confinement.

Contrainte de dose.

Restriction prospective de la dose individuelle due à une source, qui sert de plafond de dose dans le processus d'optimisation de la protection et de la sûreté pour cette source.

Critère de défaillance unique.

Critère (ou contrainte) appliqué à un système, en vertu duquel ce dernier doit être capable de remplir sa fonction en cas de défaillance unique.

Culture de sûreté.

Ensemble des caractéristiques et des attitudes qui, dans les organismes et chez les personnes, font que les questions de protection et de sûreté bénéficient, en tant que priorité absolue, de l'attention qu'elles méritent en raison de leur importance.

Déclassement.

Mesures administratives et techniques prises pour lever certains ou l'ensemble des contrôles réglementaires sur une installation (sauf dans le cas d'un dépôt, qui est fermé et non déclassé).

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.

Demandeur.

Personne morale qui demande à un organisme de réglementation l'autorisation d'entreprendre des activités spécifiées.

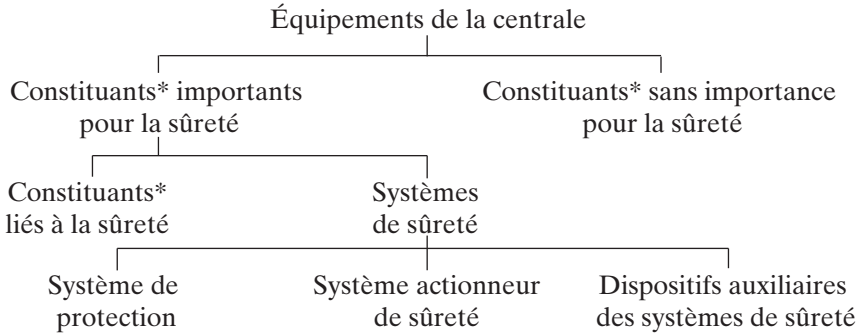
Diversité.

Présence de plusieurs systèmes ou composants redondants pour l'accomplissement d'une fonction déterminée, lorsque ces différents systèmes ou composants possèdent des attributs différents afin de réduire le risque de défaillance de cause commune. Exemples d'attributs de cette nature : conditions de fonctionnement différentes, principes de fonctionnement différents ou équipes de conception différentes (qui assurent la diversité fonctionnelle) et équipements de dimensions différentes, fabricants différents et types d'équipements faisant appel à des méthodes physiques différentes (qui assurent la diversité physique).

Élément combustible.

Élément de combustible nucléaire sous forme de barre [ou sous une autre forme] avec la gaine et les autres composants associés qui sont nécessaires pour former une entité structurelle.

Équipements de la centrale (du réacteur).



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

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 à des rayonnements du personnel du site ou de personnes du public. Les constituants importants pour la sûreté comprennent:

- les structures, systèmes et composants dont le mauvais fonctionnement ou la défaillance pourraient entraîner une exposition indue à des rayonnements du personnel du site ou de personnes du public
- les structures, systèmes et composants qui empêchent les incidents de fonctionnement prévus d'aboutir à des conditions accidentelles; et
- les dispositifs prévus pour atténuer les conséquences d'un mauvais fonctionnement ou d'une défaillance de structures, systèmes ou composants.

Constituant lié à la sûreté. Constituant important pour la sûreté qui ne fait pas partie d'un système de sûreté.

Dispositifs auxiliaires des systèmes de sûreté. Ensemble d'équipements qui remplit des fonctions comme le refroidissement, la lubrification et la fourniture d'électricité requises par le système de protection et les systèmes actionneurs de sûreté.

Système actionneur de sûreté. Ensemble d'équipements requis pour accomplir les actions de sûreté nécessaires lorsqu'elles sont déclenchées par le système de protection.

Système de protection. Système de surveillance du fonctionnement d'un réacteur qui, lorsqu'il détecte une situation anormale, déclenche automatiquement des actions visant à empêcher l'apparition d'une situation dangereuse ou potentiellement dangereuse. Dans ce cas, le « système » englobe tous les dispositifs et circuits électriques et mécaniques, depuis les capteurs jusqu'aux bornes d'entrée des dispositifs actionneurs.

Système de sûreté³¹. 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. Les systèmes de sûreté comprennent le système de protection, les systèmes actionneurs de sûreté et les dispositifs auxiliaires des systèmes de sûreté. Les composants des systèmes de sûreté peuvent être prévus exclusivement pour remplir des fonctions de sûreté ou peuvent remplir des fonctions de sûreté dans certaines conditions de fonctionnement de la centrale et des fonctions non liées à la sûreté dans d'autres conditions de fonctionnement.

États de la centrale (du réacteur)

conditions de fonctionnement		conditions accidentelles	
			accidents hors dimensionnement
fonctionnement normal	incidents de fonctionnement prévus a	accidents de dimensionnement	accidents graves b
			gestion des accidents

a: Conditions accidentelles qui ne sont pas explicitement considérées comme des accidents de dimensionnement mais sont rangées dans cette catégorie.

b: Accidents hors dimensionnement sans dégradation significative du cœur.

³¹ Les systèmes de sûreté peuvent être de type actif ou passif. Les systèmes ou composants actifs sont ceux qui déclencheront les fonctions qui leur ont été assignées lorsqu'ils recevront un signal d'entrée du système de protection ou un signal manuel. Les systèmes ou les composants passifs sont ceux qui n'ont pas besoin de recevoir un signal d'entrée pour déclencher les fonctions qui leur sont assignées. Il existe un degré reconnu de passivité des systèmes de sûreté qui permet de définir trois catégories (lesquelles ne sont pas universellement reconnues). La catégorie la plus élevée est celle dans laquelle tous les composants nécessaires pour la sûreté sont passifs.

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.

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

Accident hors dimensionnement. Conditions accidentelles plus graves qu'un accident de dimensionnement.

Conditions accidentelles. Écarts par rapport au fonctionnement normal plus graves que les incidents de fonctionnement prévus, et comprenant les accidents de dimensionnement et les accidents graves.

Conditions de fonctionnement. Conditions correspondant au fonctionnement normal et aux incidents de fonctionnement prévus.

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

Gestion des accidents. Action de prendre un ensemble de mesures pendant le déroulement d'un accident hors dimensionnement pour :

- empêcher que cet événement ne dégénère en accident grave ;
- atténuer les conséquences d'un accident grave ;
- parvenir à un état stable et sûr à long terme.

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

Événement initiateur postulé. Événement dont on détermine au stade de la conception qu'il peut entraîner des incidents de fonctionnement prévus ou des conditions accidentelles.

Expert qualifié. Personne dont la compétence est dûment reconnue dans un domaine de spécialisation approprié, comme la physique médicale, la radioprotection, la médecine du travail, la sûreté incendie, l'assurance de la qualité ou toute spécialité liée à l'ingénierie ou à la sûreté, en vertu de certificats délivrés par des associations ou des sociétés appropriées, de ses licences professionnelles ou de ses qualifications académiques et de son expérience.

Exploitant. Organisme que l'organisme de réglementation [ou une autre autorité compétente] a autorisé à exploiter une installation.

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

Groupe critique. Groupe de personnes du public raisonnablement homogène quant à son exposition pour une source et une voie d'exposition données, et caractéristique des individus recevant la dose effective ou la dose équivalente (suivant le cas) la plus élevée par cette voie d'exposition du fait de cette source.

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.

Installations et activités. Appellation générique englobant les installations nucléaires, les utilisations de toutes les sources de rayonnements ionisants, toutes les activités de gestion des déchets radioactifs, le transport des matières radioactives et toute autre pratique ou circonstance qui pourrait entraîner l'exposition de personnes à des rayonnements émis par des sources naturelles ou artificielles. Les installations comprennent les installations nucléaires, les installations d'irradiation, les installations d'extraction et de préparation de minerais, les installations de gestion des déchets et tout autre endroit dans lequel des matières radioactives sont produites, traitées, utilisées, manipulées, entreposées ou stockées définitivement — ou dans lequel des générateurs de rayonnements sont installés — à une échelle telle que la protection et la sûreté doivent être prises en considération. Les activités comprennent la production, l'utilisation, l'importation et l'exportation de sources de rayonnements à des fins industrielles, médicales et de recherche, le transport des matières radioactives, l'extraction et le traitement de minerais radioactifs et la mise

en sûreté des installations correspondantes, le nettoyage des sites contaminés par des résidus d'activités passées et les activités de gestion des déchets radioactifs comme le rejet d'effluents.

Licence. Document juridique délivré par l'organisme de réglementation accordant l'autorisation d'accomplir des activités spécifiées liées à une installation ou une activité. Le détenteur d'une licence valide est appelé 'titulaire de licence'.

Limite. Valeur d'une grandeur employée dans certaines activités ou circonstances spécifiées et qui ne doit pas être dépassée. Le terme « limite » ne devrait être employé que pour un critère à ne pas dépasser, par exemple dans le cas où le dépassement d'une limite amènerait à invoquer une certaine sanction juridique. Les critères utilisés à d'autres fins — par exemple pour dénoter la nécessité d'une investigation plus serrée ou d'un réexamen des procédures, ou comme seuil pour la présentation d'un rapport à un organisme de réglementation — devraient être désignés par d'autres termes tel que « niveau de référence ».

Limite acceptable. Limite que peut accepter l'organisme de réglementation. L'expression « limite acceptable » est employée habituellement pour désigner une limite applicable aux conséquences prévues d'un accident (ou aux expositions potentielles si elles se produisent) que l'organisme de réglementation compétent peut accepter lorsque la probabilité de survenue de l'accident ou des expositions potentielles a été prise en considération (c'est-à-dire compte tenu du fait que leur survenue est peu probable). L'expression « limite autorisée » devrait être employée pour désigner les limites relatives aux doses ou aux risques, ou aux rejets de radionucléides, que l'organisme de réglementation peut accepter en supposant qu'ils surviendront probablement.

Limite autorisée. Limite applicable à une grandeur mesurable, fixée ou expressément acceptée par l'organisme de réglementation.

Limite de dose. Valeur de la dose efficace ou de la dose équivalente à des individus résultant de pratiques sous contrôle qui ne doit pas être dépassée.

Limites de sûreté. Limites des paramètres de fonctionnement à l'intérieur desquelles il a été démontré qu'une installation autorisée est sûre. Les limites de sûreté sont des limites et conditions d'exploitation allant au-delà de celles qui s'appliquent au fonctionnement normal.

Limites et conditions d'exploitation. Ensemble des règles fixant les limites des paramètres, les possibilités fonctionnelles et les niveaux de performance des équipements et du personnel, et qui sont approuvées par l'organisme de réglementation pour le fonctionnement sûr d'une installation autorisée.

Maintenance. Activité organisée, d'ordre aussi bien administratif que technique, qui consiste à maintenir les structures, systèmes et composants en bon état de marche et qui comporte des aspects à la fois préventifs et correctifs (réparation).

Mise en service. Ensemble des opérations qui consistent à faire fonctionner les systèmes et composants fabriqués pour des installations et des activités et à vérifier qu'ils sont conformes à la conception et satisfont aux critères de performance.

Niveau.

Niveau d'action. Niveau de débit de dose ou de concentration d'activité au-dessus duquel des actions correctives ou protectrices devraient être mises en œuvre dans les situations d'exposition chronique ou d'exposition d'urgence.

Niveau d'enregistrement. Niveau de dose, d'exposition ou d'incorporation, spécifié par l'organisme de réglementation auquel ou au-dessus duquel il faut inscrire dans les dossiers d'exposition individuels des travailleurs les valeurs des doses, expositions ou incorporations qu'ils ont subies.

Niveau de référence. Niveau d'action, niveau d'intervention, niveau d'investigation ou niveau d'enregistrement.

Niveau d'intervention. Niveau de la dose évitable auquel une action protectrice ou corrective spécifique est mise en œuvre dans une situation d'exposition d'urgence ou d'exposition chronique.

Niveau d'investigation. Valeur d'une grandeur, telle que la dose efficace, l'incorporation, ou la contamination par unité de volume ou de surface, à laquelle ou au-dessus de laquelle il faudrait procéder à une investigation.

Organisme de réglementation. Autorité ou réseau d'autorités que le gouvernement d'un État a investie(s) de pouvoirs juridiques pour diriger le processus de réglementation, y compris pour délivrer les autorisations, et donc pour réglementer la sûreté nucléaire, la sûreté radiologique, la sûreté des déchets radioactifs et la sûreté du transport.

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 conditions accidentelles afin d'empêcher le dépassement des limites de sûreté.

Protection (ou radioprotection). Protection des personnes contre les effets d'une exposition à des rayonnements ionisants et moyens d'assurer cette protection.

Réactivité à l'arrêt. Réactivité lorsque tous les dispositifs de commande apportent une réactivité négative maximale.

Redondance. Mise en place de structures, systèmes ou composants (identiques ou différents) supplémentaires, afin qu'un élément puisse remplir la fonction requise indépendamment de l'état de fonctionnement ou de défaillance d'un autre élément.

Stockage définitif. Mise en place de déchets dans une installation appropriée sans intention de les récupérer.

Sûreté (ou sûreté nucléaire). Obtention de conditions d'exploitation correctes, prévention des accidents ou atténuation de leurs conséquences, avec pour résultat la protection des travailleurs (et d'autres membres du personnel sur le site), du public et de l'environnement contre des risques radiologiques indus.

— Souvent abrégé en sûreté dans les publications de l'AIEA sur la sûreté nucléaire, en particulier lorsque d'autres types de sûreté (par exemple, la sûreté incendie, la sûreté industrielle générale).

Surveillance. Mesure des paramètres radiologiques ou autres ou détermination de l'état d'un système de façon continue ou périodique. Il peut être procédé à un échantillonnage préalablement à l'exécution d'une mesure.

Terme source. Volume et composition isotopique des rejets (ou des rejets postulés) de matières à partir d'une installation. Est utilisé pour la modélisation des rejets de radionucléides dans l'environnement, en particulier quand il s'agit d'accidents dans des installations nucléaires et des rejets provenant de déchets radioactifs dans des dépôts.

Zone.

Zone contrôlée. Zone définie dans laquelle des mesures de protection et des dispositions de sûreté particulières sont ou pourraient être requises pour maîtriser les expositions normales ou empêcher la propagation d'une contamination dans les conditions normales de travail, et pour éviter ou limiter les expositions potentielles. Une zone contrôlée se trouve souvent, mais pas nécessairement, à l'intérieur d'une zone surveillée.

Zone des activités. Zone géographique où se trouve une installation autorisée. Elle est entourée d'une barrière physique (la limite des activités) destinée à empêcher un accès non autorisé et par le biais de laquelle la direction de l'installation autorisée peut exercer directement son autorité.

Zone du site. Zone géographique où se trouve une installation autorisée et à l'intérieur de laquelle la direction de cette dernière peut engager directement des actions urgentes. Cette zone recouvre souvent la zone des activités, sauf dans les cas (réacteurs de recherche ou installations d'irradiation, par exemple) où l'installation autorisée se trouve sur un site où d'autres activités sont menées hors de la zone des activités, mais où la direction de l'installation autorisée peut être investie d'une certaine autorité sur l'ensemble de la zone du site. La limite du site délimite cette zone.

Zone surveillée. Zone définie non désignée comme zone contrôlée mais dans laquelle les conditions d'exposition professionnelle sont surveillées en permanence même si des mesures de protection et des dispositions de sûreté particulières ne sont pas normalement nécessaires.

PERSONNES AYANT COLLABORÉ À LA RÉDACTION ET À L'EXAMEN

Abou Yehia, H.	Institut de protection et de sûreté nucléaire (France)
Akaho, E.H.K.	Commission ghanéenne de l'énergie atomique (Ghana)
Alcalá, F.	Agence internationale de l'énergie atomique
Arbi, B.	Badan Tenaga Atom Nasional (Indonésie)
Arrehebi, S.A.	Centre de recherche nucléaire de Tajoura (Jamahiriya arabe libyenne)
Bastos, J.	Agence internationale de l'énergie atomique
Boado Magán, H.	Agence internationale de l'énergie atomique
Boeck, H.	Atominstitut der Österreichischen Universitäten (Autriche)
Boogaard, J.	Groupe de recherche nucléaire (Pays-Bas)
Chowdhury, R.	Centre de recherche atomique Bhabha (Inde)
Ciocansescu, M.	Centre nucléaire de Pitesti (Roumanie)
D'Arcy, A.J.	Atomic Energy Corporation (Afrique du Sud)
DiMeglio, A.F.	Consultant (États-Unis d'Amérique)
Dodd, B.	Agence internationale de l'énergie atomique
Drenski, D.D.	Institut pour la recherche et l'énergie nucléaires (Bulgarie)
Elhabrush, A.M.	Centre de recherche nucléaire de Tajoura (Jamahiriya arabe libyenne)
El-Kady, A.	Sûreté nucléaire et contrôle radiologique (Égypte)
Gazit, M.	Commission israélienne de l'énergie atomique (Israël)
Hargitai, T.	Institut de recherche sur l'énergie atomique (Hongrie)

Heili, F.L.J.	Commissariat à l'énergie atomique (France)
Hirshfeld, H.	Centre de recherche nucléaire de Soreq (Israël)
Howden, B.	Commission de contrôle de l'énergie atomique (Canada)
Joppen, F.	Centre d'étude de l'énergie nucléaire (Belgique)
Kim, S.C.	Agence internationale de l'énergie atomique
Lee, A.G.	Énergie atomique du Canada limitée (Canada)
Listik, E.	Institut de recherche nucléaire (République tchèque)
Litai, D.	Agence internationale de l'énergie atomique
Macnab, D.	Bureau de la sûreté nucléaire (Australie)
Morozov, S.	Gosatomnadzor (Fédération de Russie)
Murray, A.	Organisation australienne pour la science et la technologie nucléaires (Australie)
Rask, L.	Service suédois d'inspection de l'énergie nucléaire (Suède)
Sajaroff, P.	Autorité de réglementation nucléaire (Argentine)
Taylan, A.S.	Centre de recherche nucléaire et de formation Çekmece (Turquie)

ORGANES D'APPROBATION DES NORMES DE SÛRETÉ DE L'AIEA

Les correspondants sont indiqués par un astérisque (). Les correspondants reçoivent les projets pour observations et d'autres documents, mais ne participent pas en général aux réunions.*

Commission des normes de sûreté

Allemagne: Majer, D.; Argentine: Oliveira, A.; Australie: Loy, J.; Brésil: Souza de Assis, A.; Canada: Pereira, J.K.; Chine: Li, G.; Danemark: Ulbak, K.; Égypte: Abdel-Hamid, S.B.; Espagne: Azuara, J.A.; États-Unis d'Amérique: Virgilio, M.; Fédération de Russie: Malyshev, A.B.; France: Lacoste, A.-C.; Inde: Sukhatme, S.P.; Japon: Abe, K.; Pakistan: Hashimi, J.; République de Corée: Eun, Y.-S.; République tchèque: Drabova, D.; Royaume-Uni: Williams, L.G.; (président); Suède: Holm, L.-E.; Suisse: Schmocker, U.; Agence de l'OCDE pour l'énergie nucléaire: Shimomura, K.; AIEA: Karbassioun, A.; Commission européenne: Waeterloos, C.; Commission internationale de protection radiologique: Holm, L.-E.

Comité des normes de sûreté nucléaire

*Afrique du Sud: Bester, P.J.; Allemagne: Feige, G.; Argentine: Sajaroff, P.; Australie: MacNab, D.; *Bélarus: Sudakou, I.; Belgique: Govaerts, P.; Brésil: Salati de Almeida, I.P.; Bulgarie: Gantchev, T.; Canada: Hawley, P.; Chine: Wang, J.; *Égypte: Hassib, G.; Espagne: Mellado, I.; États-Unis d'Amérique: Mayfield, M.E.; Fédération de Russie: Baklushin, R.P.; Finlande: Reiman, L. (président); France: Saint-Raymond, P.; Hongrie: Vöröss, L.; Inde: Kushwaha, H.S.; Irlande: Hone, C.; Israël: Hirshfeld, H.; Japon: Yamamoto, T.; Lituanie: Demcenko, M.; *Mexique: Delgado Guardado, J.L.; *Pakistan: Hashimi, J.A.; Pays-Bas: de Munk, P.; *Pérou: Ramírez Quijada, R.; République de Corée: Lee, J.-I.; République tchèque: Böhm, K.; Royaume-Uni: Hall, A.; Suède: Jende, E.; Suisse: Aeberli, W.; *Thaïlande: Tanipanichskul, P.; Turquie: Alten, S.; Agence de l'OCDE pour l'énergie nucléaire: Hrehor, M.; AIEA: Bevington, L. (coordonnateur); Commission européenne: Schwartz, J.-C.; Organisation internationale de normalisation: Nigon, J.L.*

Comité des normes de sûreté radiologique

*Afrique du Sud: Olivier, J.H.I.; Allemagne: Landfermann, H.; Argentine: Rojkind, R.H.A.; Australie: Melbourne, A.; *Bélarus: Rydlevski, L.; Belgique:*

Smeesters, P.; *Brésil*: Amaral, E.; *Canada*: Bundy, K.; *Chine*: Yang, H.; *Cuba*: Betancourt Hernandez, A.; *Danemark*: Ulbak, K.; **Égypte*: Hanna, M.; *Espagne*: Amor, I.; *États-Unis d'Amérique*: Paperiello, C.; *Fédération de Russie*: Kutkov, V.; *Finlande*: Markkanen, M.; *France*: Piechowski, J.; *Hongrie*: Koblinger, L.; *Inde*: Sharma, D.N.; *Irlande*: Colgan, T.; *Israël*: Laichter, Y.; *Italie*: Sgrilli, E.; *Japon*: Yamaguchi, J.; **Madagascar*: Andriambololona, R.; **Mexique*: Delgado Guardado, J.L.; *Norvège*: Saxebol, G.; **Pays-Bas*: Zuur, C.; **Pérou*: Medina Gironzini, E.; *Pologne*: Merta, A.; *République de Corée*: Kim, C.W.; *République tchèque*: Drabova, D.; *Royaume-Uni*: Robinson, I. (président); *Slovaquie*: Jurina, V.; *Suède*: Hofvander, P.; Moberg, L.; *Suisse*: Pfeiffer, H.J.; **Thaïlande*: Pongpat, P.; *Turquie*: Uslu, I.; *Ukraine*: Likhtarev, I.A.; *Agence de l'OCDE pour l'énergie nucléaire*: Lazo, T.; *AIEA*: Boal, T. (coordonnateur); *Association internationale de radioprotection*: Webb, G.; *Bureau international du Travail*: Niu, S.; *Comité scientifique des Nations Unies pour l'étude des effets des rayonnements ionisants*: Gentner, N.; *Commission européenne*: Janssens, A.; *Commission internationale de protection radiologique*: Valentin, J.; *Organisation internationale de normalisation*: Perrin, M.; *Organisation mondiale de la santé*: Carr, Z.; *Organisation panaméricaine de la santé*: Jimenez, P.

Comité des normes de sûreté du transport

Afrique du Sud: Jutle, K.; *Allemagne*: Rein, H.; *Argentine*: López Vietri, J.; *Australie*: Colgan, P.; **Bélarus*: Zaitsev, S.; *Belgique*: Cottens, E.; *Brésil*: Mezrahi, A.; *Bulgarie*: Bakalova, A.; *Canada*: Vignasky, T.; *Chine*: Pu, Y.; **Danemark*: Hannibal, L.; *Égypte*: El-Shinawy, R.M.K.; *Espagne*: Zamora Martin, F.; *États-Unis d'Amérique*: Brach, W.E.; McGuire, R.; *Fédération de Russie*: Ershov, V.N.; *France*: Aguilar, J.; *Hongrie*: Sáfár, J.; *Inde*: Nandakumar, A.N.; *Irlande*: Duffy, J.; *Israël*: Koch, J.; *Italie*: Trivelloni, S.; *Japon*: Saito, T.; *Norvège*: Hornkjøl, S.; *Pays-Bas*: Van Halem, H.; **Pérou*: Regalado Campaña, S.; *République de Corée*: Kwon, S.-G.; *Roumanie*: Vieru, G.; *Royaume-Uni*: Young, C.N. (président); *Suède*: Pettersson, B.G.; *Suisse*: Knecht, B.; **Thaïlande*: Jerachanchai, S.; *Turquie*: Köksal, M.E.; *AIEA*: Wangler, M.E. (coordonnateur); *Association du transport aérien international*: Abouchaar, J.; *Commission économique pour l'Europe (ONU)*: Kervella, O.; *Commission européenne*: Rossi, L.; *Fédération internationale des associations de pilotes de ligne*: Tisdall, A.; *Institut mondial des transports nucléaires*: Lesage, M.; *Organisation de l'aviation civile internationale*: Rooney, K.; *Organisation internationale de normalisation*: Malesys, P.; *Organisation maritime internationale*: Rahim, I.

Comité des normes de sûreté des déchets

Afrique du Sud: Pather, T.; *Allemagne*: von Dobschütz, P.; *Argentine*: Siraky, G.; *Australie*: Williams, G.; **Bélarus*: Rozdjalovskaya, L.; *Belgique*: Baekelandt, L. (président); *Brésil*: Xavier, A.; **Bulgarie*: Simeonov, G.; *Canada*: Ferch, R.; *Chine*: Fan, Z.; *Cuba*: Benitez, J.; **Danemark*: Øhlenschlaeger, M.; **Égypte*: Al Adham, K.; Al Sorogi, M.; *Espagne*: López de la Higuera, J.; Ruiz López, C.; *États-Unis d'Amérique*: Greeves, J.; Wallo, A.; *Fédération de Russie*: Poluektov, P.P.; *Finlande*: Ruokola, E.; *France*: Averous, J.; *Hongrie*: Czoch, I.; *Inde*: Raj, K.; *Irlande*: Pollard, D.; *Israël*: Avraham, D.; *Italie*: Dionisi, M.; *Japon*: Irie, K.; **Madagascar*: Andriambololona, R.; *Mexique*: Aguirre Gómez, J.; Delgado Guardado, J.; *Pays-Bas*: Selling, H.; **Norvège*: Sorlie, A.; *Pakistan*: Hussain, M.; **Pérou*: Gutierrez, M.; *République de Corée*: Song, W.; *Royaume-Uni*: Wilson, C.; *Slovaquie*: Konecny, L.; *Suède*: Wingefors, S.; *Suisse*: Zurkinden, A.; **Thaïlande*: Wangcharoenroong, B.; *Turquie*: Osmanlioglu, A.; *Agence de l'OCDE pour l'énergie nucléaire*: Riotte, H.; *AIEA*: Hioki, K. (coordonnateur); *Commission européenne*: Taylor, D.; *Commission internationale de protection radiologique*: Valentin, J.; *Organisation internationale de normalisation*: Hutson, G.



IAEA

Agence internationale de l'énergie atomique

N° 22

Lieux de vente des publications de l'AIEA

Dans les pays suivants, vous pouvez vous procurer les publications de l'AIEA chez nos dépositaires ci-dessous ou auprès de grandes librairies. Le paiement peut être effectué en monnaie locale ou avec des coupons Unesco.

ALLEMAGNE

UNO-Verlag, Vertriebs- und Verlags GmbH, Am Hofgarten 10, 53113 Bonn
Téléphone : + 49 228 94 90 20 • Télécopie : +49 228 94 90 20 ou +49 228 94 90 222
Courriel : bestellung@uno-verlag.de • Site web : <http://www.uno-verlag.de>

AUSTRALIE

DA Information Services, 648 Whitehorse Road, MITCHAM 3132
Téléphone : +61 3 9210 7777 • Télécopie : +61 3 9210 7788
Courriel : service@dadirect.com.au • Site web : <http://www.dadirect.com.au>

BELGIQUE

Jean de Lannoy, 202 avenue du Roi, 1190 Bruxelles
Téléphone : +32 2 538 43 08 • Télécopie : +32 2 538 08 41
Courriel : jean.de.lannoy@infoboard.be • Site web : <http://www.jean-de-lannoy.be>

CANADA

Bernan Associates, 4501 Forbes Blvd, Suite 200, Lanham, MD 20706-4346, États-Unis d'Amérique
Téléphone : 1-800-865-3457 • Télécopie : 1-800-865-3450
Courriel : customer-care@bernan.com • Site web : <http://www.bernan.com>

Renouf Publishing Company Ltd., 1-5369 Canotek Rd., Ottawa, Ontario, K1J 9J3
Téléphone : +613 745 2665 • Télécopie : +613 745 7660
Courriel : order.dept@renoufbooks.com • Site web : <http://www.renoufbooks.com>

CHINE

Publications de l'AIEA en chinois : China Nuclear Energy Industry Corporation, Translation Section, P.O. Box 2103, Beijing

CORÉE, RÉPUBLIQUE DE

KINS Inc., Information Business Dept. Samho Bldg. 2nd Floor, 275-1 Yang Jae-dong SeoCho-G, Seoul 137-130
Téléphone : +02 589 1740 • Télécopie : +02 589 1746 • Site web : <http://www.kins.re.kr>

ESPAGNE

Díaz de Santos, S.A., c/Juan Bravo, 3A, 28006 Madrid
Téléphone : +34 91 781 94 80 • Télécopie : +34 91 575 55 63
Courriel : compras@diazdesantos.es, carmela@diazdesantos.es, barcelona@diazdesantos.es, julio@diazdesantos.es •
Site web : <http://www.diazdesantos.es>

ÉTATS-UNIS D'AMÉRIQUE

Bernan Associates, 4501 Forbes Blvd., Suite 200, Lanham, MD 20706-4346
Téléphone : 1-800-865-3457 • Télécopie : 1-800-865-3450
Courriel : customer-care@bernan.com • Site web : <http://www.bernan.com>

Renouf Publishing Company Ltd., 812 Proctor Ave., Ogdensburg, NY, 13669
Téléphone : +888 551 7470 (n° vert) • Télécopie : +888 568 8546 (n° vert)
Courriel : order.dept@renoufbooks.com • Site web : <http://www.renoufbooks.com>

FINLANDE

Akateeminen Kirjakauppa, PO BOX 128 (Keskuskatu 1), 00101 Helsinki
Téléphone : +358 9 121 41 • Télécopie : +358 9 121 4450
Courriel : akatilaus@akateeminen.com • Site web : <http://www.akateeminen.com>

FRANCE

Form-Edit, 5 rue Janssen, B.P. 25, 75921 Paris Cedex 19
Téléphone : +33 1 42 01 49 49 • Télécopie : +33 1 42 01 90 90
Courriel : formedit@formedit.fr • Site web : <http://www.formedit.fr>

Lavoisier SAS, 145 rue de Provigny, 94236 Cachan Cedex
Téléphone : + 33 1 47 40 67 02 • Télécopie : +33 1 47 40 67 02
Courriel : romuald.verrier@lavoisier.fr • Site web : <http://www.lavoisier.fr>

HONGRIE

Librotrade Ltd., Book Import, P.O. Box 126, 1656 Budapest
Téléphone : +36 1 257 7777 • Télécopie : +36 1 257 7472 • Courriel : books@librotrade.hu

INDE

Allied Publishers Group, 1st Floor, Dubash House, 15, J. N. Heredia Marg, Ballard Estate, Mumbai 400 001
Téléphone : +91 22 22617926/27 • Télécopie : +91 22 22617928
Courriel : alliedpl@vsnl.com • Site web : <http://www.alliedpublishers.com>

Bookwell, 2/72, Nirankari Colony, Delhi 110009
Téléphone : +91 11 23268786, +91 11 23257264 • Télécopie : +91 11 23281315
Courriel : bookwell@vsnl.net

ITALIE

Libreria Scientifica Dott. Lucio di Biasio « AEIOU », Via Coronelli 6, 20146 Milan
Téléphone : +39 02 48 95 45 52 ou 48 95 45 62 • Télécopie : +39 02 48 95 45 48
Courriel : info@libreriaaeiou.eu • Site web : www.libreriaaeiou.eu

JAPON

Maruzen Company, Ltd., 13-6 Nihonbashi, 3 chome, Chuo-ku, Tokyo 103-0027
Téléphone : +81 3 3275 8582 • Télécopie : +81 3 3275 9072
Courriel : journal@maruzen.co.jp • Site web : <http://www.maruzen.co.jp>

NOUVELLE-ZÉLANDE

DA Information Services, 648 Whitehorse Road, Mitcham Victoria 3132, Australie
Téléphone : +61 3 9210 7777 • Télécopie : +61 3 9210 7788
Courriel : service@dadirect.com.au • Site web : <http://www.dadirect.com.au>

ORGANISATION DES NATIONS UNIES

Dépt. I004, Bureau DC2-0853, First Avenue at 46th Street, New York, N.Y. 10017, États-Unis d'Amérique (ONU)
Téléphone : +800 253-9646 ou +212 963-8302 • Télécopie : +212 963-3489
Courriel : publications@un.org • Site web : <http://www.un.org>

PAYS-BAS

De Lindeboom Internationale Publicaties B.V., M.A. de Ruyterstraat 20A, 7482 BZ Haaksbergen
Téléphone : +31 (0) 53 5740004 • Télécopie : +31 (0) 53 5729296
Courriel : books@delindeboom.com • Site web : <http://www.delindeboom.com>

Martinus Nijhoff International, Koraaalrood 50, P.O. Box 1853, 2700 CZ Zoetermeer
Téléphone : +31 793 684 400 • Télécopie : +31 793 615 698
Courriel : info@nijhoff.nl • Site web : <http://www.nijhoff.nl>

Swets and Zeitlinger b.v., P.O. Box 830, 2160 SZ Lisse
Téléphone : +31 252 435 111 • Télécopie : +31 252 415 888
Courriel : infoho@swets.nl • Site web : <http://www.swets.nl>

RÉPUBLIQUE TCHÈQUE

Suweco CZ, S.R.O., Klecakova 347, 180 21 Prague 9
Téléphone : +420 26603 5364 • Télécopie : +420 28482 1646
Courriel : nakup@suweco.cz • Site web : <http://www.suweco.cz>

ROYAUME-UNI

The Stationery Office Ltd, International Sales Agency, P.O. Box 29, Norwich, NR3 1 GN
Téléphone (commandes) : +44 870 600 5552 • (demandes de renseignements) : +44 207 873 8372 •
Télécopie : +44 207 873 8203
Courriel (commandes) : book.orders@tso.co.uk • (demandes de renseignements) : book.enquiries@tso.co.uk •
Site web : <http://www.tso.co.uk>

Commandes en ligne

DELTA Int. Book Wholesalers Ltd., 39 Alexandra Road, Addlestone, Surrey, KT15 2PQ
Courriel : info@profbooks.com • Site web : <http://www.profbooks.com>

Ouvrages sur l'environnement

Earthprint Ltd., P.O. Box 119, Stevenage SG1 4TP
Téléphone : +44 1438748111 • Télécopie : +44 1438748844
Courriel : orders@earthprint.com • Site web : <http://www.earthprint.com>

SLOVÉNIE

Cankarjeva Založba d.d., Kopitarjeva 2, 1512 Ljubljana
Téléphone : +386 1 432 31 44 • Télécopie : +386 1 230 14 35
Courriel : import.books@cankarjeva-z.si • Site web : <http://www.cankarjeva-z.si/uvoz>

Les commandes et demandes d'information peuvent aussi être adressées directement à :

Unité de la promotion et de la vente, Agence internationale de l'énergie atomique

Centre international de Vienne, B.P. 100, 1400 Vienne (Autriche)
Téléphone : +43 1 2600 22529 (ou 22530) • Télécopie : +43 1 2600 29302
Courriel : sales.publications@iaea.org • Site web : <http://www.iaea.org/books>

Des normes internationales pour la sûreté

L'objectif fondamental de sûreté est de protéger les personnes et l'environnement contre les effets nocifs des rayonnements ionisants.

Cet objectif fondamental de sûreté, qui est de protéger les personnes – individuellement et collectivement – et l'environnement, doit être réalisé sans limiter de manière indue l'exploitation des installations ou la conduite d'activités entraînant des risques radiologiques.

— Principes fondamentaux de sûreté : Fondements de sûreté
collection AIEA Normes de sûreté n° SF-1 (2006)

**AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE
VIENNE**

ISBN 978-92-0-209510-6

ISSN 1020-5829