

Normes de sûreté de l'AIEA

pour la protection des personnes et de l'environnement

Sûreté des réacteurs de recherche

Prescriptions de sûreté particulières

N° SSR-3



IAEA

Agence internationale de l'énergie atomique

NORMES DE SÛRETÉ DE L'AIEA ET PUBLICATIONS CONNEXES

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 : B.P. 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).

PUBLICATIONS CONNEXES

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 ayant trait à la sécurité paraissent dans la **collection Sécurité nucléaire de l'AIEA**.

La **collection Énergie nucléaire de l'AIEA** est constituée de publications informatives dont le but est d'encourager et de faciliter le développement et l'utilisation pratique de l'énergie nucléaire à des fins pacifiques, ainsi que la recherche dans ce domaine. Elle comprend des rapports et des guides sur l'état de la technologie et sur ses avancées, ainsi que sur des données d'expérience, des bonnes pratiques et des exemples concrets dans les domaines de l'électronucléaire, du cycle du combustible nucléaire, de la gestion des déchets radioactifs et du déclassé.

SÛRETÉ DES RÉACTEURS
DE RECHERCHE

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

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

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° SSR-3

SÛRETÉ DES RÉACTEURS DE RECHERCHE

PRESCRIPTIONS DE SÛRETÉ PARTICULIÈRES

La présente publication comprend un CD-ROM contenant les versions anglaise, arabe, chinoise, espagnole, française et russe de l'édition de 2007 du Glossaire de sûreté de l'AIEA et des Principes fondamentaux de sûreté (2007).

Ce CD-ROM peut aussi être acheté séparément.

Voir : <http://www-pub.iaea.org/books>

AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE
VIENNE, 2017

NOTE CONCERNANT LE 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, 2017

Imprimé par l'AIEA en Autriche

Juillet 2017

STI/PUB/1751

**SÛRETÉ DES RÉACTEURS
DE RECHERCHE
AIEA, VIENNE, 2017
STI/PUB/1751
ISBN 978-92-0-203617-8
ISSN 1020-5829**

AVANT-PROPOS

de Yukiya Amano
Directeur général

De par son Statut, l'Agence a pour attribution « 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 » – normes qu'elle doit appliquer à ses propres opérations et que les États peuvent appliquer en adoptant les dispositions réglementaires nécessaires en matière de sûreté nucléaire et radiologique. L'AIEA remplit cette mission en consultation avec les organes compétents des Nations Unies et les institutions spécialisées intéressées. Un ensemble complet de normes de grande qualité faisant l'objet d'un réexamen régulier est un élément clé d'un régime mondial de sûreté stable et durable, tout comme l'est l'assistance de l'AIEA pour l'application de ces normes.

L'AIEA a débuté son programme de normes de sûreté en 1958. L'accent ayant été mis sur la qualité, l'adéquation à l'usage final et l'amélioration constante, le recours aux normes de l'AIEA s'est généralisé dans le monde entier. La collection Normes de sûreté comprend désormais une série unifiée de principes fondamentaux de sûreté qui sont l'expression d'un consensus international sur ce qui doit constituer un degré élevé de protection et de sûreté. Avec l'appui solide de la Commission des normes de sûreté, l'AIEA s'efforce de promouvoir l'acceptation et l'application de ses normes dans le monde.

Les normes ne sont efficaces que si elles sont correctement appliquées dans la pratique. Les services de l'AIEA en matière de sûreté englobent la sûreté de la conception, du choix des sites et de l'ingénierie, la sûreté d'exploitation, la sûreté radiologique, la sûreté du transport des matières radioactives et la gestion sûre des déchets radioactifs, ainsi que l'organisation gouvernementale, les questions de réglementation, et la culture de sûreté dans les organisations. Ces services aident les États Membres dans l'application des normes et permettent de partager des données d'expérience et des idées utiles.

Réglementer la sûreté est une responsabilité nationale et de nombreux États ont décidé d'adopter les normes de l'AIEA dans leur réglementation nationale. Pour les parties 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 organismes de réglementation et les exploitants partout dans le monde pour accroître la sûreté de la production d'énergie d'origine nucléaire et des applications nucléaires en médecine et dans l'industrie, l'agriculture et la recherche.

La sûreté n'est pas une fin en soi mais est une condition sine qua non de la protection des personnes dans tous les États et de l'environnement, aujourd'hui et à l'avenir. Il faut évaluer et maîtriser les risques associés aux rayonnements ionisants sans limiter indûment le rôle joué par l'énergie nucléaire dans le développement équitable et durable. Les gouvernements, les organismes de réglementation et les exploitants, où qu'ils soient, doivent veiller à ce que les matières nucléaires et les sources de rayonnements soient utilisées de manière bénéfique, sûre et éthique. Les normes de sûreté de l'AIEA sont conçues pour faciliter cette tâche, et j'encourage tous les États Membres à les utiliser.

LES NORMES DE SÛRETÉ DE L'AIEA

GÉNÉRALITÉS

La radioactivité est un phénomène naturel et des sources naturelles de rayonnements sont présentes dans l'environnement. Les rayonnements et les substances radioactives ont de nombreuses applications utiles, allant de la production d'électricité aux applications médicales, industrielles et agricoles. Les risques radiologiques pour les travailleurs, le public et l'environnement pouvant découler de ces applications doivent être évalués et, le cas échéant, contrôlés.

Des activités telles que les utilisations médicales des rayonnements, l'exploitation des installations nucléaires, la production, le transport et l'utilisation de matières radioactives, et la gestion de déchets radioactifs doivent donc être soumises à des normes de sûreté.

Réglementer la sûreté est une responsabilité nationale. Cependant, les risques radiologiques peuvent dépasser les frontières nationales, et la coopération internationale sert à promouvoir et à renforcer la sûreté au niveau mondial par l'échange de données d'expérience et l'amélioration des capacités de contrôle des risques afin de prévenir les accidents, d'intervenir dans les cas d'urgence et d'atténuer toute conséquence dommageable.

Les États ont une obligation de diligence et un devoir de précaution, et doivent en outre remplir leurs obligations et leurs engagements nationaux et internationaux.

Les normes de sûreté internationales aident les États à s'acquitter de leurs obligations en vertu de principes généraux du droit international, tels que ceux ayant trait à la protection de l'environnement. Elles servent aussi à promouvoir et à garantir la confiance dans la sûreté, ainsi qu'à faciliter le commerce international.

Le régime mondial de sûreté nucléaire fait l'objet d'améliorations continues. Les normes de sûreté de l'AIEA, qui soutiennent la mise en œuvre des instruments internationaux contraignants et les infrastructures nationales de sûreté, sont une pierre angulaire de ce régime mondial. Elles constituent un outil que les parties contractantes peuvent utiliser pour évaluer leur performance dans le cadre de ces conventions internationales.

LES NORMES DE SÛRETÉ DE L'AIEA

Le rôle des normes de sûreté de l'AIEA découle du Statut, qui donne pour attributions à l'AIEA d'établir ou d'adopter, en consultation et, le cas échéant,

en collaboration avec les organes compétents des Nations Unies et avec les institutions spécialisées intéressées, 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.

Afin d'assurer la protection des personnes et de l'environnement contre les effets dommageables des rayonnements ionisants, les normes de sûreté de l'AIEA établissent des principes de sûreté fondamentaux, des prescriptions et des mesures pour contrôler l'exposition des personnes et le rejet de matières radioactives dans l'environnement, pour restreindre la probabilité d'événements qui pourraient entraîner la perte du contrôle du cœur d'un réacteur nucléaire, d'une réaction nucléaire en chaîne, d'une source radioactive ou de tout autre source de rayonnements, et pour atténuer les conséquences de tels événements s'ils se produisent. Les normes s'appliquent aux installations et aux activités qui donnent lieu à des risques radiologiques, y compris les installations nucléaires, à l'utilisation des rayonnements et des sources radioactives, au transport des matières radioactives et à la gestion des déchets radioactifs.

Les mesures de sûreté et les mesures de sécurité¹ ont en commun l'objectif de protéger les vies et la santé humaines ainsi que l'environnement. Ces mesures doivent être conçues et mises en œuvre de manière intégrée de sorte que les mesures de sécurité ne portent pas préjudice à la sûreté et que les mesures de sûreté ne portent pas préjudice à la sécurité.

Les normes de sûreté de l'AIEA 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 contre les effets dommageables des rayonnements ionisants. Elles sont publiées dans la collection Normes de sûreté de l'AIEA, qui est constituée de trois catégories (voir la figure 1).

Fondements de sûreté

Les fondements de sûreté présentent les objectifs et les principes de protection et de sûreté qui constituent la base des prescriptions de sûreté.

Prescriptions de sûreté

Un ensemble intégré et cohérent de prescriptions de sûreté établit les prescriptions qui doivent être respectées pour assurer la protection des personnes et de l'environnement, actuellement et à l'avenir. Les prescriptions sont régies par les objectifs et 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. La présentation et le style des prescriptions facilitent leur utilisation pour l'établissement, de manière harmonisée, d'un cadre

¹ Voir aussi les publications parues dans la collection Sécurité nucléaire de l'AIEA.

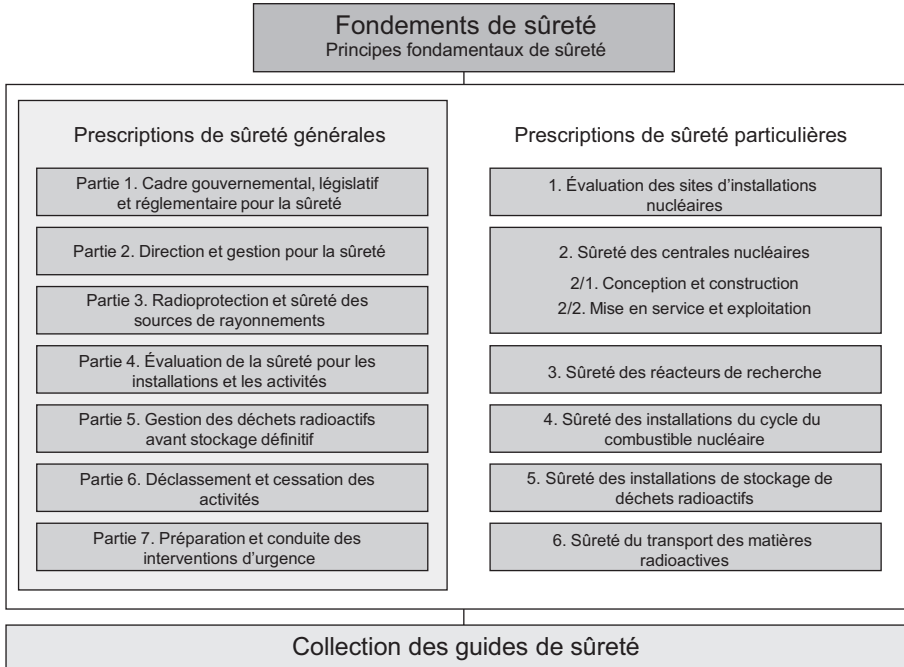


FIG. 1. Structure à long terme de la collection Normes de sûreté de l'AIEA.

réglementaire national. Ces prescriptions, notamment les prescriptions globales numérotées, sont rédigées au présent de l'indicatif. De nombreuses prescriptions ne s'adressent pas à une partie en particulier, ce qui signifie que la responsabilité de leur application revient à toutes les parties concernées.

Guides de sûreté

Les guides de sûreté contiennent des recommandations et des orientations sur la façon de se conformer aux prescriptions de sûreté, traduisant un consensus international selon lequel il est nécessaire de prendre les mesures recommandées (ou des mesures 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. Les recommandations qu'ils contiennent sont énoncées au conditionnel.

APPLICATION DES NORMES DE SÛRETÉ DE L'AIEA

Les principaux utilisateurs des normes de sûreté dans les États Membres de l'AIEA sont les organismes de réglementation et d'autres autorités nationales pertinentes. Les normes de sûreté de l'AIEA sont aussi utilisées par les organismes de parrainage et par de nombreux organismes qui conçoivent, construisent et exploitent des installations nucléaires, ainsi que par les utilisateurs de rayonnements et de sources radioactives.

Les normes de sûreté de l'AIEA sont applicables, selon que de besoin, pendant la durée de vie de toutes les installations et activités, existantes et nouvelles, utilisées à des fins pacifiques ainsi qu'aux mesures de protection visant à réduire les risques radiologiques existants. Les États peuvent les utiliser comme référence pour la réglementation nationale concernant les installations et les activités.

En vertu de son Statut, l'AIEA est tenue d'appliquer les normes de sûreté à ses propres opérations et les États doivent les appliquer aux opérations pour lesquelles l'AIEA fournit une assistance.

Les normes de sûreté sont aussi utilisées par l'AIEA comme référence pour ses services d'examen de la sûreté, ainsi que pour le développement des compétences, y compris l'élaboration de programmes de formation théorique et de cours pratiques.

Les conventions internationales contiennent des prescriptions semblables à celles des normes de sûreté qui sont juridiquement contraignantes pour les parties contractantes. Les normes de sûreté de l'AIEA, complétées par les conventions internationales, les normes industrielles et les prescriptions nationales détaillées, constituent une base cohérente pour la protection des personnes et de l'environnement. Il y a aussi des aspects particuliers de la sûreté qui doivent être évalués à l'échelle nationale. Par exemple, de nombreuses normes de sûreté de l'AIEA, en particulier celles portant sur les aspects de la sûreté relatifs à la planification ou à la conception, sont surtout applicables aux installations et activités nouvelles. Les prescriptions établies dans les normes de sûreté de l'AIEA peuvent n'être pas pleinement satisfaites par certaines installations existantes construites selon des normes antérieures. Il revient à chaque État de déterminer le mode d'application des normes de sûreté de l'AIEA dans le cas de telles installations.

Les considérations scientifiques qui sous-tendent les normes de sûreté de l'AIEA constituent une base objective pour les décisions concernant la sûreté ; cependant, les décideurs doivent également juger en connaissance de cause et déterminer la meilleure manière d'équilibrer les avantages d'une mesure ou d'une activité par rapport aux risques radiologiques et autres qui y sont associés ainsi qu'à tout autre impact négatif qui en découle.

PROCESSUS D'ÉLABORATION DES NORMES DE SÛRETÉ DE L'AIEA

La préparation et l'examen des normes de sûreté sont l'œuvre commune du Secrétariat de l'AIEA et de cinq comités – le Comité des normes de préparation et de conduite des interventions d'urgence (EPRéSC) (à partir de 2016), 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) et le Comité des normes de sûreté du transport (TRANSSC) – et de la Commission des normes de sûreté (CSS), qui supervise tout le programme des normes de sûreté (voir la figure 2).

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 Commission des normes de sûreté sont nommés par le Directeur général et comprennent des responsables de la normalisation au niveau national.

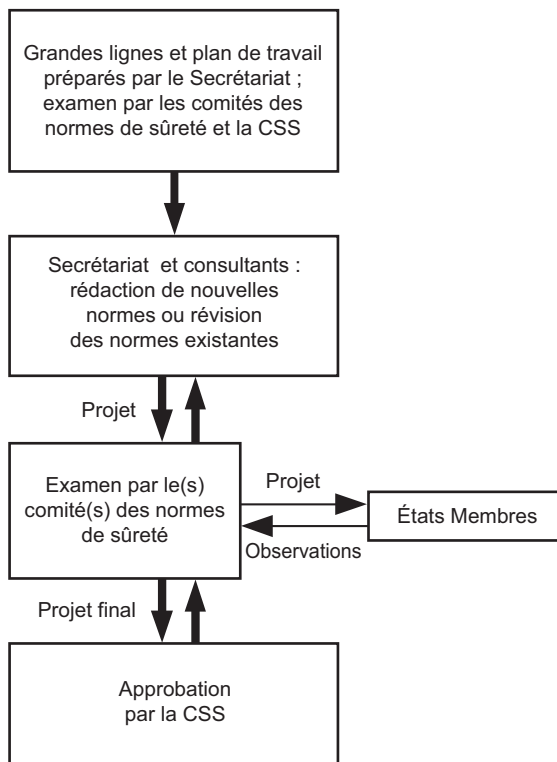


FIG. 2. Processus d'élaboration d'une nouvelle norme de sûreté ou de révision d'une norme existante.

Un système de gestion a été mis en place pour la planification, l'élaboration, le réexamen, la révision et l'établissement des normes de sûreté de l'AIEA. Il structure le mandat de l'AIEA, la vision de l'application future des normes, politiques et stratégies de sûreté, et les fonctions et responsabilités correspondantes.

INTERACTION AVEC D'AUTRES ORGANISATIONS INTERNATIONALES

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 de sûreté de l'AIEA. Certaines normes de sûreté 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, l'Organisation panaméricaine de la santé et le Programme des Nations Unies pour l'environnement.

INTERPRÉTATION DU TEXTE

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 de l'AIEA 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 ou séparées du corps du texte, sont incluses pour compléter des passages du texte principal ou décrivent des méthodes de calcul, des procédures 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 corps du texte 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 par d'autres auteurs figurant dans des normes de sûreté 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
	Contexte (1.1-1.3)	1
	Objectif (1.4-1.5).....	2
	Champ d'application (1.6-1.11).....	3
	Structure (1.12)	4
2.	APPLICATION DE L'OBJECTIF, DES CONCEPTS ET DES PRINCIPES DE SÛRETÉ AUX RÉACTEURS DE RECHERCHE.....	6
	Généralités (2.1)	6
	Objectif fondamental de sûreté (2.2-2.3).....	6
	Principes fondamentaux de sûreté (2.4-2.5)	7
	Radioprotection (2.6-2.9).....	9
	Concept de défense en profondeur (2.10-2.14).....	10
	Approche graduée (2.15-2.17).....	12
3.	SUPERVISION RÉGLEMENTAIRE DES INSTALLATIONS DE RÉACTEUR DE RECHERCHE.....	13
	Infrastructure juridique et réglementaire (3.1-3.3)	13
	Processus d'autorisation (3.4-3.5)	15
	Prescription 1 : Rapport de sûreté (3.6-3.12).....	15
	Inspection et exécution (3.13-3.16).....	17
4.	GESTION POUR LA SÛRETÉ ET VÉRIFICATION DE LA SÛRETÉ DANS LES INSTALLATIONS DE RÉACTEURS DE RECHERCHE.....	18
	Prescription 2 : Responsabilités en matière de gestion de la sûreté (4.1-4.3).....	18
	Prescription 3 : Politique de sûreté (4.4-4.6).....	20
	Système de gestion	21
	Prescription 4 : Système de gestion intégrée (4.7-4.20)	21
	Vérification de la sûreté.....	24
	Prescription 5 : Évaluation de la sûreté (4.21-4.26)	24
	Prescription 6 : Comité de sûreté (4.27)	26

5.	ÉVALUATION DU SITE DANS LE CAS D'UNE INSTALLATION DE RÉACTEUR DE RECHERCHE (5.1-5.12)	27
6.	CONCEPTION DES INSTALLATIONS DE RÉACTEURS DE RECHERCHE	30
	Généralités (6.1-6.5)	30
	Principales prescriptions techniques	31
	Prescription 7 : Fonctions de sûreté principales (6.6-6.7)	31
	Prescription 8 : Radioprotection (6.8)	32
	Prescription 9 : Conception (6.9-6.12)	32
	Prescription 10 : Application du concept de défense en profondeur (6.13-6.17)	33
	Prescription 11 : Interfaces de la sûreté avec la sécurité et le système national de comptabilité et de contrôle des matières nucléaires	35
	Prescription 12 : Recours à l'approche graduée (6.18)	35
	Prescription 13 : Pratiques techniques éprouvées (6.19-6.24)	35
	Prescription 14 : Dispositions pour la construction (6.25-6.26)	37
	Prescription 15 : Caractéristiques visant à faciliter la gestion des déchets radioactifs et le déclassé (6.27-6.28)	37
	Prescriptions de conception générales	38
	Prescription 16 : Classement de sûreté des structures, systèmes et composants (6.29-6.32)	38
	Prescription 17 : Base de conception pour les constituants importants pour la sûreté (6.33-6.34)	39
	Prescription 18 : Événements initiateurs postulés (6.35-6.44)	39
	Prescription 19 : Dangers internes et externes (6.45-6.57)	41
	Prescription 20 : Accidents de dimensionnement (6.58-6.62)	44
	Prescription 21 : Limites de conception (6.63)	45
	Prescription 22 : Conditions additionnelles de dimensionnement (6.64-6.69)	45
	Prescription 23 : Dispositifs de sauvegarde (6.70-6.72)	48
	Prescription 24 : Fiabilité des constituants importants pour la sûreté (6.73-6.75)	49
	Prescription 25 : Critère de défaillance unique (6.76-6.79)	50
	Prescription 26 : Défaillances de cause commune (6.80)	50
	Prescription 27 : Séparation physique et indépendance des systèmes de sûreté	51
	Prescription 28 : Conception sûre après défaillance (6.81)	51

Prescription 29 : Qualification des constituants importants pour la sûreté (6.82-6.84)	51
Prescription 30 : Conception aux fins de la mise en service (6.85)	52
Prescription 31 : Étalonnage, essais, maintenance, réparation, remplacement, inspection et surveillance des constituants importants pour la sûreté (6.86-6.89)	52
Prescription 32 : Conception aux fins de la préparation et de la conduite des interventions d'urgence (6.90-6.91)	53
Prescription 33 : Conception aux fins du déclassement (6.92-6.93) . .	54
Prescription 34 : Conception aux fins de la radioprotection (6.94-6.102)	54
Prescription 35 : Conception aux fins de l'optimisation de la performance des opérateurs (6.103-6.107)	56
Prescription 36 : Dispositions concernant l'utilisation sûre et la modification (6.108-6.111)	58
Prescription 37 : Conception pour la gestion du vieillissement (6.112-6.114)	59
Prescription 38 : Dispositions concernant les périodes d'arrêt prolongé (6.115)	59
Prescription 39 : Prévention de l'accès non autorisé aux constituants importants pour la sûreté ou de leur manipulation abusive (6.116)	60
Prescription 40 : Prévention des interactions perturbatrices ou néfastes entre des systèmes importants pour la sûreté (6.117-6.118)	60
Prescription 41 : Analyse de la sûreté de la conception (6.119-6.125)	61
Prescriptions de conception particulières	63
Prescription 42 : Bâtiments et structures (6.126-6.127)	63
Prescription 43 : Moyens de confinement (6.128-6.137)	63
Prescription 44 : Conception du cœur et du combustible du réacteur (6.138-6.145)	65
Prescription 45 : Dispositions pour le contrôle de la réactivité (6.146-6.149)	67
Prescription 46 : Systèmes de mise à l'arrêt du réacteur (6.150-6.155)	68
Prescription 47 : Conception des systèmes de refroidissement et des systèmes connexes (6.156-6.163)	69
Prescription 48 : Refroidissement de secours du cœur du réacteur (6.164-6.166)	70

Prescription 49 : Mise en place de systèmes de contrôle-commande (6.167-6.171)	71
Prescription 50 : Système de protection du réacteur (6.172-6.181) . .	72
Prescription 51 : Fiabilité et testabilité des systèmes de contrôle-commande (6.182-6.183)	74
Prescription 52 : Emploi d'équipements informatisés dans les systèmes importants pour la sûreté (6.184)	74
Prescription 53 : Salle de commande (6.185-6.187)	75
Prescription 54 : Salle de commande supplémentaire (6.188)	76
Prescription 55 : Dispositifs d'intervention d'urgence sur le site (6.189)	76
Alimentations électriques	77
Prescription 56 : Systèmes d'alimentation électrique (6.190-6.192)	77
Prescription 57 : Systèmes de radioprotection (6.193-6.194)	77
Prescription 58 : Systèmes de manutention et d'entreposage du combustible et des composants du cœur (6.195-6.200)	79
Prescription 59 : Systèmes de gestion des déchets radioactifs (6.201-6.203)	80
Prescription 60 : Performance des systèmes d'appui et des systèmes auxiliaires (6.204)	80
Prescription 61 : Systèmes de protection contre l'incendie (6.205-6.209)	81
Prescription 62 : Systèmes d'éclairage	82
Prescription 63 : Équipement de levage (6.210)	82
Prescription 64 : Systèmes de climatisation et de ventilation (6.211)	82
Prescription 65 : Systèmes d'air comprimé	83
Prescription 66 : Dispositifs expérimentaux (6.212-6.214)	83
7. EXPLOITATION DES INSTALLATIONS DE RÉACTEUR DE RECHERCHE	84
Dispositions organisationnelles	84
Prescription 67 : Responsabilités de l'organisme exploitant (7.1-7.9)	84
Prescription 68 : Structure et fonctions de l'organisme exploitant (7.10-7.12)	87
Prescription 69 : Personnel d'exploitation (7.13-7.27)	88
Prescription 70 : Formation, recyclage et qualification du personnel (7.28-7.31)	91

Prescription 71 : Limites et conditions d'exploitation (7.32-7.43) . . .	91
Prescription 72 : Exécution des activités liées à la sûreté (7.44-7.46)	94
Mise en service	95
Prescription 73 : Programme de mise en service (7.47-7.56)	95
Prescription 74 : Procédures de conduite (7.57-7.62)	97
Prescription 75 : Salle de commande principale, salle de commande auxiliaire et dispositifs de commande (7.63-7.65) . .	99
Prescription 76 : Conditions matérielles et entretien (7.66-7.67)	100
Prescription 77 : Maintenance, essais périodiques et inspection (7.68-7.76)	100
Prescription 78 : Gestion du cœur et manutention du combustible (7.77-7.84)	102
Prescription 79 : Sûreté incendie (7.85-7.87)	104
Prescription 80 : Sûreté non radiologique (7.88)	105
Prescription 81 : Préparation des interventions d'urgence (7.89-7.93)	105
Prescription 82 : Dossiers et rapports (7.94-7.97)	107
Prescription 83 : Utilisation et modification d'un réacteur de recherche (7.98-7.106)	107
Prescription 84 : Programme de radioprotection (7.107-7.114)	109
Prescription 85 : Gestion des déchets radioactifs (7.115-7.119)	111
Prescription 86 : Gestion du vieillissement (7.120-7.122)	112
Prescription 87 : Arrêt prolongé (7.123-7.125)	113
Prescription 88 : Retour d'information sur l'expérience d'exploitation (7.126-7.129)	114
 8. PRÉPARATION DU DÉCLASSEMENT D'UN RÉACTEUR DE RECHERCHE	 115
Prescription 89 : Plan de déclassement (8.1-8.8)	115
 9. INTERFACES ENTRE LA SÛRETÉ ET LA SÉCURITÉ DANS LE CAS D'UN RÉACTEUR DE RECHERCHE	 117
Prescription 90 : Interfaces entre la sûreté nucléaire et la sécurité nucléaire (9.1-9.8)	117
 APPENDICE I : SÉLECTION D'ÉVÉNEMENTS INITIATEURS POSTULÉS DANS LE CAS DE RÉACTEURS DE RECHERCHE	 119

APPENDICE II : ASPECTS DE L'EXPLOITATION DES RÉACTEURS DE RECHERCHE JUSTIFIANT UNE ATTENTION PARTICULIÈRE	122
RÉFÉRENCES	125
ANNEXE I : SÉLECTION DE FONCTIONS DE SÛRETÉ DANS LE CAS DES RÉACTEURS DE RECHERCHE	127
ANNEXE II : APERÇU DE L'APPLICATION DES PRESCRIPTIONS DE SÛRETÉ AUX ASSEMBLAGES SOUS-CRITIQUES	130
DÉFINITIONS	133
PERSONNES AYANT COLLABORÉ À LA RÉDACTION ET À L'EXAMEN DU TEXTE	135

1. INTRODUCTION

CONTEXTE

1.1. La présente publication est une révision de la publication n° NS-R-4 intitulée Sûreté des réacteurs de recherche¹, de la collection Normes de sûreté de l'AIEA, parue en 2005. Elle tient compte des Principes fondamentaux de sûreté [1], n° SF-1 de la collection Normes de sûreté de l'AIEA, publiés en 2006. Les prescriptions de sûreté nucléaire visent à assurer le plus haut niveau de sûreté qu'il est raisonnablement possible d'atteindre pour protéger les travailleurs, les autres personnes employées sur le site, le public et l'environnement contre les effets nocifs des rayonnements ionisants provenant des installations nucléaires. Il est admis que les progrès de la technologie et des connaissances scientifiques, la sûreté nucléaire et un niveau de protection adéquat contre les risques radiologiques doivent être pris en considération à la lumière des connaissances actuelles. Les prescriptions de sûreté sont appelées à évoluer avec le temps, et la présente publication est le reflet du consensus international actuel.

1.2. La présente publication établit des prescriptions relatives à tous les domaines importants de la sûreté des réacteurs de recherche, en mettant un accent particulier sur celles ayant trait à la conception et à l'exploitation².

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 INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety of Research Reactors, IAEA Safety Standards Series No. NS-R-4, IAEA, Vienna (2005).

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. Ces activités comprennent la maintenance, les essais et les inspections, la manutention du combustible et la manipulation 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.

ces deux types de réacteurs et entre les différents types de réacteurs de recherche³, y compris les assemblages critiques et sous-critiques, ces prescriptions doivent être appliquées en fonction des dangers potentiels liés à chaque type de réacteur dans le cadre d'une approche graduée (voir par. 2.15-2.17 et le n° SSG-22 de la collection Normes de sûreté de l'AIEA [2] sur le recours à une approche progressive pour l'application des prescriptions de sûreté aux réacteurs de recherche).

OBJECTIF

1.4. La présente publication vise essentiellement à fournir une base pour la sûreté et l'évaluation de la sûreté à tous les stades de la durée de vie d'un réacteur de recherche en établissant des prescriptions sur les aspects ayant trait à la supervision réglementaire, la gestion pour la sûreté, l'évaluation des sites⁴, la conception, la fabrication, la construction, la mise en service, l'exploitation, y compris l'utilisation et la modification, ainsi qu'à la planification pour le déclassement.

1.5. Les prescriptions techniques et administratives de sûreté des réacteurs de recherche sont établies conformément à cet objectif. La présente publication est destinée à être utilisée d'une part par les organismes intervenant dans la conception, la fabrication, la construction, l'exploitation, la modification, la maintenance et le déclassement des réacteurs de recherche, dans l'analyse, la vérification et l'examen de la sûreté, et la fourniture d'un appui technique, d'autre part par les organismes de réglementation.

³ Un réacteur de recherche est un réacteur nucléaire utilisé essentiellement pour la production et l'utilisation de flux de neutrons et de rayonnements ionisants pour la recherche et à d'autres fins, y compris les installations expérimentales associées au réacteur, les installations d'entreposage, de manutention et de traitement des matières radioactives qui se trouvent sur le même site et qui sont directement liées à l'exploitation sûre du réacteur de recherche. Les installations communément appelées assemblages critiques et sous-critiques en font également partie.

⁴ Dans ce contexte, la zone du site est la zone géographique où se trouve une installation autorisée ou une source de rayonnements, et où est exercée une activité autorisée, et dans laquelle les responsables de l'installation ou de l'activité peuvent lancer directement des mesures d'urgence. La limite du site est le périmètre de cette zone.

CHAMP D'APPLICATION

1.6. Les prescriptions de sûreté établies dans la présente publication s'appliquent à l'évaluation des sites, la conception, la fabrication, la construction, la mise en service, l'exploitation, y compris l'utilisation et la modification, et le déclassement des réacteurs de recherche, dont les assemblages critiques et sous-critiques. Elles s'appliquent aussi aux réacteurs de recherche existants, dans la mesure du possible.

1.7. Aux fins de la présente publication, réacteur de recherche s'entend d'un réacteur nucléaire (y compris les assemblages critiques et sous-critiques) utilisé pour la recherche nucléaire ainsi que pour la production et l'utilisation de rayonnements en vue de la recherche et à d'autres fins. Cette définition exclut les réacteurs nucléaires utilisés pour la production d'électricité, la propulsion des navires, le dessalement ou le chauffage urbain. Elle englobe le cœur du réacteur, les sources radioactives utilisées, les dispositifs expérimentaux⁵, tous les systèmes nécessaires à leur fonctionnement, les dispositifs gérés par l'installation contenant des matières nucléaires (irradiées ou non), les moyens de gestion des déchets radioactifs et toutes les autres installations pertinentes pour le réacteur ou ses dispositifs expérimentaux associés et les autres dispositifs en place sur le site du réacteur.

1.8. 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, et les sources de neutrons froids ou non peuvent nécessiter l'application de mesures supplémentaires voire de prescriptions aux réacteurs de puissance et/ou de mesures de sûreté additionnelles (cas par exemple des réacteurs utilisés pour tester des matières dangereuses). Pour ce genre d'installations, les prescriptions (et les normes d'ingénierie) à mettre en œuvre, leur champ d'application et les éventuelles mesures de sûreté supplémentaires requises doivent être proposées par l'exploitant et approuvées par l'organisme de réglementation. Les réacteurs homogènes et les systèmes hybrides n'entrent pas dans le champ d'application de la présente publication.

⁵ Aux fins de la présente norme de sûreté, l'expression dispositif expérimental s'entend d'un dispositif mis en place dans un réacteur ou près du réacteur pour utiliser le flux de neutrons et les rayonnements ionisants du réacteur à des fins de recherche, de développement, de production d'isotopes ou à d'autres fins.

1.9. Toutes les prescriptions présentées ici doivent être appliquées, à moins que l'on puisse justifier, pour un réacteur de recherche, un assemblage critique ou sous-critique donné, que certaines d'entre elles peuvent être appliquées graduellement. Chaque cas de ce genre doit être déterminé compte tenu de la nature et de l'ampleur possible des dangers liés à l'installation donnée et aux activités effectuées. On ne mentionnera spécifiquement les assemblages sous-critiques ci-dessous que s'ils ne sont pas concernés par une prescription particulière ou si celle-ci ne s'applique qu'à ces assemblages. Le paragraphe 2.17 indique les facteurs à prendre en considération pour décider si l'application de certaines des prescriptions établies ici peut être graduelle.

1.10. La présente publication ne traite pas :

- a) des prescriptions spécifiquement couvertes dans d'autres publications sur les prescriptions de sûreté de l'AIEA (par exemple les références [3-7]) ;
- b) des questions ayant trait à la sécurité nucléaire (hormis les interfaces entre celle-ci et la sûreté nucléaire examinées à la section 9) ou au système national de comptabilité et de contrôle des matières nucléaires ;
- c) des questions de sûreté industrielle conventionnelle qui ne sauraient en aucun cas affecter la sûreté d'un réacteur de recherche ;
- d) des impacts non radiologiques qui résultent de l'exploitation d'un réacteur de recherche.

1.11. Les termes employés dans la présente publication ont le sens donné et expliqué dans le glossaire de sûreté de l'AIEA [8], sauf indication contraire (voir les Définitions).

STRUCTURE

1.12. La structure de la présente publication se fonde sur les liens entre, d'une part, l'objectif et les principes de sûreté et, d'autre part, les prescriptions relatives aux fonctions de sûreté nucléaire et aux critères de conception et d'exploitation pour la sûreté. Elle comprend neuf sections, deux appendices et deux annexes. La section 2, qui s'inspire de la publication SF-1 [1], introduit les objectifs, concepts et principes généraux de sûreté pour les installations nucléaires en mettant l'accent sur les aspects de la sûreté radiologique et de la sûreté nucléaire des réacteurs de recherche. La section 3, qui s'appuie sur le n° GSR Part 1 (Rev. 1) de la collection Normes de sûreté de l'AIEA, Cadre gouvernemental, législatif et réglementaire de la sûreté [3], porte sur les prescriptions générales relatives à l'infrastructure juridique et réglementaire pour autant qu'elles sont pertinentes

pour les réacteurs de recherche. La section 4, qui présente les prescriptions relatives aux aspects liés à la gestion et à la vérification de la sûreté, est basée sur la publication n° GSR Part 2 de la collection Normes de sûreté de l'AIEA, Direction et gestion pour la sûreté [4]. La section 5 établit les prescriptions relatives à l'évaluation et au choix du site du réacteur de recherche et examine la question de l'évaluation des nouveaux sites et des sites des réacteurs de recherche existants. Elle est basée sur la publication n° NSR3 (Rev. 1) de la collection Normes de sûreté de l'AIEA, Évaluation des sites d'installations nucléaires [5]. La section 6 établit les prescriptions ayant trait à la conception sûre de tous les types de réacteurs de recherche, compte tenu des considérations mentionnées aux paragraphes 1.8 et 1.9. Elle est en harmonie avec la publication de la catégorie Prescriptions de sûreté consacrée au même sujet pour les centrales nucléaires, à savoir le n° SSR-2/1 (Rev. 1) de la collection Normes de sûreté de l'AIEA, Sûreté des centrales nucléaires : conception [9]. 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. Elle est en harmonie avec la publication de la catégorie Prescriptions de sûreté consacrée au même sujet pour les centrales nucléaires, à savoir le n° SSR-2/2 (Rev. 1) de la collection Normes de sûreté de l'AIEA, Sûreté des centrales nucléaires : mise en service et exploitation [10]. La section 8 établit les prescriptions relatives à la préparation du déclassement sûr des réacteurs de recherche sur la base de la publication n° GSR Part 6 de la collection Normes de sûreté de l'AIEA, Déclassement des installations [11], tandis que la section 9 établit les prescriptions concernant les interfaces entre la sûreté et la sécurité. L'appendice I donne la liste des événements initiateurs postulés à prendre en compte dans l'analyse de sûreté pour un réacteur de recherche, tandis que l'appendice II est consacré aux aspects opérationnels qui méritent une attention particulière. L'annexe I donne la liste de certaines fonctions des systèmes de sûreté pour les réacteurs de recherche ainsi qu'une liste des autres constituants liés à la sûreté habituellement inclus dans la conception des réacteurs de recherche. L'annexe II donne un aperçu de l'application des prescriptions de sûreté aux assemblages sous-critiques.

2. APPLICATION DE L'OBJECTIF, DES CONCEPTS ET DES PRINCIPES DE SÛRETÉ AUX RÉACTEURS DE RECHERCHE

GÉNÉRALITÉS

2.1. La publication SF-1 [1] établit l'objectif fondamental de sûreté et dix principes fondamentaux de sûreté qui constituent la base, d'une part des prescriptions et des mesures de protection des personnes et de l'environnement contre les effets nocifs des rayonnements ionisants, d'autre part de la sûreté des installations et des activités entraînant des risques radiologiques.

OBJECTIF FONDAMENTAL DE SÛRETÉ

2.2. L'objectif fondamental de sûreté est de protéger les personnes et l'environnement contre les effets nocifs des rayonnements ionisants. Il faut le réaliser et appliquer les dix principes de sûreté sans limiter de manière indue l'exploitation des installations ou la conduite d'activités entraînant des risques radiologiques. Pour que les réacteurs de recherche soient exploités et les activités conduites de manière à répondre aux normes de sûreté les plus rigoureuses pouvant raisonnablement être appliquées, il faut prendre des mesures (voir le paragraphe 2.1 de la publication SF-1 [1]) pour :

- « a) Contrôler la radioexposition des personnes et les rejets de matières radioactives dans l'environnement ;
- b) Restreindre la probabilité d'événements pouvant entraîner la perte de contrôle du cœur d'un réacteur nucléaire, d'une réaction en chaîne, d'une source radioactive ou de toute autre source de rayonnements ;
- c) Atténuer les conséquences de tels événements s'ils devaient se produire. »

2.3. Le paragraphe 2.2 de la publication SF-1 [1] stipule ce qui suit :

« L'objectif fondamental de sûreté s'applique à toutes les installations et activités et à toutes les phases de la durée de vie d'une installation ou d'une source de rayonnements, notamment la planification, le choix du site, la fabrication, la construction, la mise en service, l'exploitation, [l'utilisation,]

le déclassement et la fermeture. Il s'applique aussi au transport des matières radioactives et à la gestion des déchets radioactifs. »

PRINCIPES FONDAMENTAUX DE SÛRETÉ

2.4. Le paragraphe 2.3 de la publication SF-1 [1] stipule ce qui suit :

« Dix principes de sûreté ont été formulés et constituent la base de l'élaboration de prescriptions de sûreté et de la mise en œuvre de mesures de sûreté pour réaliser l'objectif fondamental de sûreté. Ces principes constituent un ensemble à appliquer intégralement. Bien que, dans la pratique, certains principes puissent être plus ou moins importants selon les circonstances, l'application appropriée de tous les principes pertinents est requise. »

2.5. Les prescriptions figurant dans la présente publication découlent de l'objectif fondamental de sûreté consistant à protéger les personnes et l'environnement, et des principes de sûreté connexes [1] :

Principe 1 : Responsabilité en matière de sûreté

La responsabilité en matière de sûreté doit incomber avant tout à la personne ou à l'organisme⁶ responsable des installations et activités entraînant des risques radiologiques.

Principe 2 : Rôle du gouvernement

Un cadre juridique et gouvernemental efficace pour la sûreté, y compris un organisme de réglementation indépendant, doit être établi et maintenu.

Principe 3 : Capacité de direction et de gestion pour la sûreté

Une capacité de direction et de gestion efficace de la sûreté doit être mise en place et maintenue dans les organismes qui s'occupent des risques radiologiques et des installations et activités qui entraînent de tels risques.

⁶ Pour les réacteurs de recherche, il s'agit de l'organisme exploitant.

Principe 4 : Justification des installations et activités

Les installations et activités qui entraînent des risques radiologiques doivent être globalement utiles.

Principe 5 : Optimisation de la protection

La protection doit être optimisée de façon à apporter le plus haut niveau de sûreté que l'on puisse raisonnablement atteindre.

Principe 6 : Limitation des risques pour les personnes

Les mesures de contrôle des risques radiologiques doivent protéger les personnes contre tout risque de dommage inacceptable.

Principe 7 : Protection des générations actuelle et futures

Les générations et l'environnement actuels et futurs doivent être protégés contre les risques radiologiques.

Principe 8 : Prévention des accidents

Tout doit être concrètement mis en œuvre pour prévenir les accidents nucléaires ou radiologiques et en atténuer les conséquences.

Principe 9 : Préparation et conduite des interventions d'urgence

Des dispositions doivent être prises pour la préparation et la conduite des interventions d'urgence en cas d'incidents nucléaires ou radiologiques.

Principe 10 : Actions protectrices visant à réduire les risques radiologiques existants ou non réglementés

Les actions protectrices visant à réduire les risques radiologiques existants ou non réglementés doivent être justifiées et optimisées.

Les prescriptions établies à partir de ces principes doivent être appliquées pour réduire au minimum et contrôler les risques radiologiques pour les travailleurs et les autres agents du site, le public et l'environnement.

RADIOPROTECTION

2.6. Afin de satisfaire aux principes de sûreté, il est exigé de s'assurer pour toutes les conditions de fonctionnement d'un réacteur de recherche et toute activité associée, y compris les expériences, que les doses résultant d'une exposition à des rayonnements au sein de l'installation du réacteur de recherche ou d'une exposition due à tout rejet radioactif programmé provenant de l'installation soient maintenues en deçà des limites de doses et à un niveau aussi bas que raisonnablement possible (la protection et la sûreté doivent être optimisées [7]).

2.7. Pour appliquer les principes de sûreté, il est également exigé que les réacteurs de recherche soient conçus et exploités de façon à maintenir toutes les sources de rayonnements sous un contrôle technique et administratif strict. Toutefois, ces principes n'excluent ni une exposition limitée à des quantités autorisées de substances radioactives provenant de l'installation du réacteur de recherche dans les conditions de fonctionnement, ni le rejet de ces quantités de substances dans l'environnement. Cependant, il est exigé que ces expositions et rejets radioactifs soient sous contrôle strict, enregistrés et maintenus à un niveau aussi bas que raisonnablement possible, conformément aux limites réglementaires, aux limites d'exploitation et aux prescriptions de radioprotection.

2.8. Bien que des dispositions soient prises pour limiter l'exposition aux rayonnements aux niveaux les plus bas qu'il est raisonnablement possible d'atteindre dans toutes les conditions de fonctionnement et réduire le plus possible la probabilité d'événement susceptible d'entraîner la perte du contrôle normal de la source de rayonnements, il restera une probabilité d'accident, aussi faible soit-elle. Il faudra donc prendre des dispositions d'urgence pour atténuer les conséquences de tout accident éventuel. Ces mesures et dispositions comprennent : des dispositifs de sauvegarde ; des caractéristiques de sûreté pour des conditions additionnelles de dimensionnement ; des plans et des procédures d'urgence sur site établis par l'organisme exploitant ; et éventuellement des mesures d'intervention d'urgence hors site mises en place par les autorités compétentes conformément à la publication n° GSR Part 7 de la collection Normes de sûreté de l'AIEA, Préparation et conduite des interventions en cas de situation d'urgence nucléaire ou radiologique [6].

2.9. La philosophie de la sûreté suivie pour respecter les principes énoncés dans la publication SF-1 [1] repose sur le concept de défense en profondeur et l'adoption de mesures pour la gestion et la vérification de la sûreté tout au long de la durée de vie de l'installation du réacteur de recherche. Elle porte sur les moyens utilisés par l'organisation pour appuyer les personnes et les groupes dans

l'accomplissement de leurs tâches de sûreté, compte tenu des interactions entre les aspects humains, technologiques et organisationnels.

CONCEPT DE DÉFENSE EN PROFONDEUR

2.10. Le principal moyen servant à prévenir les accidents dans un réacteur de recherche et à atténuer leurs conséquences lorsqu'ils se produisent est l'application du concept de défense en profondeur. Ce concept est appliqué à toutes les activités liées à la sûreté, qu'elles aient trait à l'organisation, au comportement du personnel ou à la conception, dans toutes les conditions de fonctionnement.

2.11. Son application tout au long de la conception et de l'exploitation assure la protection contre les incidents de fonctionnement prévus et les accidents, y compris ceux résultant d'une défaillance du matériel ou d'actions humaines inappropriées à l'intérieur de l'installation, et contre les événements imputables à des risques externes.

2.12. Sa mise en œuvre lors de la conception d'un réacteur de recherche assure une série de niveaux de défense (basés sur des caractéristiques intrinsèques, les équipements et les procédures) destinés à prévenir les accidents, à fournir une protection adéquate aux personnes et à l'environnement contre les effets nocifs des rayonnements, ainsi qu'à atténuer les conséquences d'un accident éventuel. Le paragraphe 3.31 de la publication SF-1 stipule : « L'efficacité indépendante des différents niveaux de défense est un élément nécessaire de la défense en profondeur. » Toutefois, ce concept de défense en profondeur doit être appliqué en tenant compte de l'approche graduée. Il existe cinq niveaux de défense :

- 1) Le premier niveau de défense a pour objet d'empêcher tout écart par rapport au fonctionnement normal et la défaillance de constituants importants pour la sûreté. Il s'ensuit le choix du site, la conception, la construction, l'exploitation et l'entretien de l'installation du réacteur de recherche doivent être appropriés et menés avec prudence conformément au système de gestion et aux pratiques techniques éprouvées, 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 de la construction, de la mise en service, de l'exploitation et de la maintenance du réacteur de recherche.

- 2) Le deuxième niveau de défense a pour objet de déceler et de contrôler les écarts par rapport aux conditions normales de fonctionnement, afin d'empêcher des incidents de fonctionnement prévus de dégénérer en conditions accidentelles. Cela tient compte du fait que certains événements initiateurs postulés peuvent survenir à un moment ou à un autre au cours de la durée de vie utile du réacteur de recherche malgré les précautions prises pour les éviter. Ce niveau de défense exige la mise en place de systèmes et de caractéristiques spécifiques déterminés dans l'analyse de sûreté et l'établissement 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 ne permettrait pas de maîtriser certains incidents de fonctionnement prévus ou certains événements initiateurs postulés pour les empêcher 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 les dispositifs de sauvegarde doivent être capables de faire passer le réacteur de recherche, d'abord à un état maîtrisé, puis à un état sûr. L'objectif est qu'il n'y ait pas d'impact radiologique hors site ou que cet impact ne soit que mineur.
- 4) Le quatrième niveau de défense a pour objet d'atténuer les conséquences des accidents qui résultent de la défaillance du troisième niveau de défense. À ce niveau, l'objectif le plus important est de veiller à ce que la fonction de confinement soit maintenue et donc que les rejets radioactifs restent au niveau le plus bas qu'il est raisonnablement possible d'atteindre.
- 5) Le cinquième et dernier niveau de défense a pour objet d'atténuer les conséquences radiologiques des rejets radioactifs susceptibles de résulter des accidents. Il est nécessaire de prévoir à cette fin des moyens d'intervention d'urgence, y compris des équipements appropriés, ainsi que des plans et des procédures d'urgence pour une intervention d'urgence sur site et, si nécessaire, hors site.

2.13. Un aspect important de la mise en œuvre de la défense en profondeur dans un réacteur de recherche est de prévoir au stade de la conception une série de barrières physiques, ainsi qu'un ensemble de dispositifs de sûreté active, passive et intrinsèque qui contribuent à l'efficacité de ces barrières pour confiner les matières radioactives en des points spécifiés. Le nombre de barrières nécessaires dépendra du terme source potentiel pour ce qui est de la quantité et

de la composition isotopique des radionucléides, de l'efficacité des différentes barrières, des possibles dangers internes et externes, ainsi que des conséquences potentielles des défaillances des barrières.

2.14. Le concept de défense en profondeur est appliqué essentiellement grâce à l'analyse de la sûreté et à l'utilisation de bonnes pratiques d'ingénierie basées sur la recherche et l'expérience d'exploitation. Cette analyse est effectuée au cours de la conception pour permettre d'atteindre les objectifs de sûreté. Elle comprend un examen critique systématique des types de défaillance possible des structures, systèmes et composants du réacteur de recherche et détermine les conséquences de ces défaillances. Dans le cadre de cette analyse de sûreté, on examine : tous les modes de fonctionnement normal prévus de l'installation du réacteur de recherche, et sa performance dans les incidents de fonctionnement prévus et les conditions d'un accident hors dimensionnement, et, si nécessaire, la séquence d'événements qui peuvent aboutir à des conditions additionnelles de dimensionnement (voir la prescription 22 et les paragraphes 6.64 à 6.68). Les prescriptions relatives à l'analyse de la sûreté de conception sont présentées aux paragraphes 6.119 à 6.125. Ces analyses sont examinées de façon indépendante par l'exploitant et l'organisme de réglementation (voir les paragraphes 3.1 à 3.3).

APPROCHE GRADUÉE

2.15. Les réacteurs de recherche sont utilisés à des fins spéciales et variées comme la recherche, la formation, l'enseignement, 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 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.

2.16. La plupart des réacteurs de recherche font courir moins de risques au public que les centrales nucléaires, mais ils en font plus courir aux exploitants, aux chercheurs et aux autres utilisateurs étant donné que l'accès aux matières radioactives est relativement plus facile. La catégorisation qualitative de l'installation doit être effectuée sur la base du risque potentiel associé au réacteur de recherche (voir la publication SSG-22 [2]).

2.17. Les facteurs à prendre en considération pour décider si l'application de certaines des prescriptions établies ici peut être graduelle sont notamment :

- a) la puissance du réacteur ;
- b) le terme source potentiel ;
- 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 sur 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 ainsi que les caractéristiques de sûreté intrinsèques et additionnelles (y compris celles visant à empêcher la criticité fortuite) ;
- 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) l'évaluation du site, y compris des risques externes liés à celui-ci et de la proximité des groupes de populations ;
- k) la mesure dans laquelle on peut facilement ou difficilement modifier la configuration générale.

3. SUPERVISION RÉGLEMENTAIRE DES INSTALLATIONS DE RÉACTEUR DE RECHERCHE

INFRASTRUCTURE JURIDIQUE ET RÉGLEMENTAIRE

3.1. La publication GSR Part 1 (Rev. 1) [3] stipule que le gouvernement doit veiller à ce qu'une infrastructure juridique adéquate soit établie. Cette infrastructure doit réglementer les activités nucléaires et affecter clairement les responsabilités en matière de sûreté à tous les stades de la durée de vie de l'installation. Le gouvernement a la responsabilité d'adopter une législation qui assigne la responsabilité première en matière de sûreté à l'exploitant et établit un

organisme de réglementation. Celui-ci a la responsabilité d'établir des règlements en vue de la mise en place d'un système d'autorisation⁷ pour le contrôle réglementaire des activités nucléaires et l'application de la réglementation. Ces principes sont établis à la section 3 (principes 1 et 2) de la publication SF-1 [1].

3.2. Les prescriptions générales de sûreté pour le respect de ces principes sont établies dans la publication GSR Part 1 (Rev. 1) [3]. Cette publication couvre les aspects essentiels du cadre gouvernemental et législatif en vue de la création d'un organisme de réglementation et des mesures nécessaires pour assurer un contrôle réglementaire efficace des installations et des activités, existantes et nouvelles, servant à des fins pacifiques. Elle traite aussi d'autres responsabilités et fonctions, comme les liens avec le régime mondial de sûreté et l'interface à prévoir pour la fourniture des services d'appui nécessaires aux fins de la sûreté (et de la radioprotection), la préparation et la conduite des interventions d'urgence, la sécurité nucléaire⁸ et le système national de comptabilité et de contrôle des matières nucléaires. Ces prescriptions générales de sûreté s'appliquent à l'infrastructure juridique et gouvernementale concernant la sûreté des réacteurs de recherche lors de l'évaluation du site, de la conception, de la construction, de la mise en service, de l'exploitation, y compris l'utilisation et la modification, ainsi que du déclassement. La mise en œuvre d'une approche graduée à la mesure des risques potentiels de l'installation est essentielle et doit servir à déterminer et à appliquer des prescriptions de sûreté adéquates (voir les paragraphes 2.15 à 2.17).

3.3. La publication GSR Part 1 (Rev. 1) [3] stipule que le gouvernement doit établir et maintenir un organisme de réglementation réellement indépendant pour le contrôle réglementaire des installations et des activités (prescriptions 3 et 4 de ladite publication). Pour être efficace, cet organisme doit être doté des pouvoirs juridiques statutaires et des ressources 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'organisme exploitant au cours de la procédure d'autorisation, et le pouvoir d'appliquer la réglementation pertinente (par exemple délivrance, amendement

⁷ L'autorisation d'exploiter une installation ou d'exécuter une activité peut être délivrée à un organisme exploitant ou à une personne par l'organisme de réglementation ou un autre organisme public. Il peut s'agir par exemple d'un agrément, d'une permission écrite, d'une licence, d'un certificat ou d'un enregistrement. Voir la référence [8] et la prescription 23 de la publication GSR Part 1 (Rev. 1) [3].

⁸ L'AIEA énonce des orientations sur la sécurité nucléaire dans ses publications de la collection Sécurité nucléaire.

ou révocation des licences ou des conditions dont elles sont assorties), et notamment d'effectuer des inspections et des enquêtes de conformité, de prendre des mesures d'exécution et de communiquer des informations aux autres autorités compétentes et au public, selon les besoins.

PROCESSUS D'AUTORISATION

3.4. Le processus d'autorisation est continu, car il commence à l'étape de l'évaluation du site et se poursuit jusqu'à la levée du contrôle réglementaire sur l'installation. La procédure d'autorisation peut varier d'un État à l'autre mais pour les réacteurs nucléaires de recherche, elle doit couvrir notamment les principaux stades suivants :

- a) l'évaluation du site ;
- b) la conception ;
- c) la construction ;
- d) la mise en service ;
- e) l'exploitation, y compris l'utilisation et les modifications⁹ ;
- f) le déclassement ;
- g) la levée du contrôle réglementaire.

3.5. Dans certains cas, plusieurs stades peuvent être autorisés par une seule licence, mais celle-ci peut être soumise à des conditions pour contrôler les stades ultérieurs. Malgré ces différences entre les pratiques nationales, l'exploitant doit présenter à l'organisme de réglementation un rapport de sûreté comprenant une démonstration détaillée de la sûreté pour examen et évaluation par cet organisme dans le cadre de la procédure d'autorisation.

Prescription 1 : Rapport de sûreté

L'organisme exploitant doit élaborer un rapport de sûreté d'une installation de réacteur de recherche. Ce rapport doit donner une justification du site et de la conception ainsi qu'une base pour l'exploitation sûre du réacteur de recherche. Il doit être examiné et évalué par l'organisme de réglementation

⁹ L'autorisation d'exploiter une installation ou d'exécuter une activité peut être délivrée à un organisme exploitant ou à une personne par l'organisme de réglementation ou un autre organisme public. Il peut s'agir par exemple d'un agrément, d'une permission écrite, d'une licence, d'un certificat ou d'un enregistrement. Voir la référence [8] et la prescription 23 de la publication GSR Part 1 (Rev. 1) [3].

avant que le projet de réacteur de recherche ne soit autorisé à passer à l'étape suivante. Le rapport de sûreté doit être périodiquement mis à jour tout au long de la durée de vie utile du réacteur de recherche pour tenir compte des modifications apportées à celui-ci et de l'expérience, et conformément aux prescriptions réglementaires.

3.6. Il constitue l'un des principaux documents pour l'autorisation de l'installation de réacteur de recherche et un lien important entre l'exploitant et l'organisme de réglementation. Ce rapport doit contenir une description détaillée du site du réacteur, de l'installation de réacteur et des dispositifs expérimentaux, et couvrir toutes les autres installations et activités importantes du point de vue de la sûreté. Il doit décrire en détail les principes et les critères généraux de sûreté appliqués au stade de la conception pour la sûreté du réacteur, et pour la protection du personnel d'exploitation¹⁰, du public et de l'environnement. Le rapport de sûreté doit contenir les analyses des risques 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 que les caractéristiques de sûreté prises en compte dans la conception afin d'éviter les accidents, d'en réduire la probabilité le plus possible ou d'en atténuer les conséquences conformément au concept de défense en profondeur.

3.7. Les analyses de sûreté du rapport de sûreté doivent former la base des limites et des conditions opérationnelles du réacteur. Le rapport de sûreté doit fournir des informations détaillées sur l'organisme exploitant, la conduite des opérations et le système de gestion tout au long de la durée de vie de l'installation de réacteur de recherche. Il doit aussi fournir des renseignements sur les dispositions d'urgence pour le réacteur de recherche, ce qui n'exclut pas le fait qu'il doit contenir les dispositions d'urgence détaillées nécessaires conformément à la prescription 81.

3.8. Ce rapport doit aussi inclure des informations destinées à démontrer le respect de la législation nationale et des prescriptions publiées par l'organisme de réglementation. Le degré de détail des informations à fournir dans ce rapport doit être déterminé grâce à une approche graduée. En ce qui concerne les réacteurs de forte puissance, les parties de ce rapport comme celles ayant trait à la conception du réacteur et aux scénarios d'accidents doivent normalement être plus détaillées. Pour certains réacteurs (par exemple les réacteurs de recherche à faibles risques potentiels, les assemblages critiques ou sous-critiques), les prescriptions relatives

¹⁰ Le personnel d'exploitation comprend le directeur du réacteur, les chefs de quart, les opérateurs et le personnel de maintenance et de radioprotection.

au contenu du rapport de sûreté peuvent être beaucoup moins étendues. Toutefois, ce rapport doit, dans tous les cas, examiner chacun des thèmes figurant aux paragraphes 3.6 et 3.7.

3.9. Il doit citer des références qui pourraient s'avérer nécessaires pour son examen et son évaluation détaillés. Ces références doivent être facilement accessibles pour l'organisme de réglementation et ne faire l'objet d'aucune classification ou restriction qui pourrait empêcher une évaluation et un examen adéquats du rapport.

Examen et évaluation par l'organisme de réglementation

3.10. L'organisme de réglementation doit examiner et évaluer les renseignements (habituellement sous forme d'un rapport de sûreté) soumis par l'exploitant à l'appui de sa demande d'autorisation. Les objectifs spécifiques de l'examen et de l'évaluation réglementaires sont énoncés dans la publication GSR Part 1 (Rev. 1) [3]. L'examen et l'évaluation doivent être proportionnés à l'ampleur des risques radiologiques potentiels associés à l'installation du réacteur de recherche conformément à une approche graduée. Si nécessaire, l'organisme de réglementation peut demander des renseignements supplémentaires en fonction des pratiques nationales.

3.11. Un calendrier de soumission des documents pour l'examen et l'évaluation pour les stades de la procédure d'autorisation doit être établi au début du projet de réacteur de recherche et communiqué à l'organisme exploitant.

Critères d'acceptation

3.12. Chaque État doit définir sa propre approche des critères d'acceptation, selon sa législation et son infrastructure réglementaire. Les critères retenus en fonction des principes de conception et d'exploitation sûres doivent être présentés aux organismes exploitants.

INSPECTION ET EXÉCUTION

3.13. Le paragraphe 2.5 (10) de la publication GSR Part 1 (Rev. 1) [3] stipule qu'« un cadre gouvernemental, législatif et réglementaire de la sûreté efficace ... décrit ... les dispositions pour l'inspection des installations et activités et l'application des règlements, conformément à une approche graduée ».

3.14. Le paragraphe 4.50 de ladite publication établit que :

« L'organisme de réglementation élabore et met en œuvre un programme d'inspections des installations et des activités pour confirmer que les prescriptions réglementaires et les conditions stipulées dans l'autorisation sont respectées. Il y précise les types d'inspections réglementaires (y compris les inspections planifiées et inopinées) et leur fréquence, de même que les domaines et les programmes à inspecter, conformément à une approche graduée. »

3.15. La prescription 30 de cette même publication indique que :

« L'organisme de réglementation élabore et met en œuvre dans le cadre législatif une politique de coercition pour réagir en cas d'inobservation par des parties autorisées des prescriptions réglementaires et des conditions stipulées dans l'autorisation. »

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 et les autres agents, 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 ordonner à l'exploitant de cesser ses activités et peut suspendre ou annuler l'autorisation.

4. GESTION POUR LA SÛRETÉ ET VÉRIFICATION DE LA SÛRETÉ DANS LES INSTALLATIONS DE RÉACTEURS DE RECHERCHE

Prescription 2 : Responsabilités en matière de gestion de la sûreté

L'organisme exploitant d'une installation de réacteur de recherche est responsable au premier chef de la sûreté du réacteur de recherche pendant sa durée de vie, depuis le début du projet (évaluation du site, conception, construction, mise en service et exploitation, y compris utilisation et modification, et déclassé), jusqu'à ce qu'il soit libéré du contrôle réglementaire.

4.1. 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'organisme exploitant :

- a) établit et met en œuvre des politiques de sûreté et veille à ce que la priorité la plus élevée soit accordée aux questions de sûreté ;
- b) délimite clairement les responsabilités et obligations, avec la structure hiérarchique et les lignes de communication correspondantes ;
- c) veille à disposer, à tous les niveaux, d'un personnel suffisamment nombreux ayant les qualifications et la formation voulues ;
- d) élabore et applique 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) procède régulièrement à des examens, contrôles et enquêtes¹¹ pour toutes les questions de sûreté, et prend, au besoin, les mesures correctives appropriées ;
- f) développe et instaure une solide culture de sûreté, et met au point une déclaration définissant la politique et les objectifs en matière de sûreté, qui est diffusée à tout le personnel et compris par lui.

4.2. Chaque fois que l'organisme exploitant doit passer à une nouvelle étape du cycle de vie d'un réacteur de recherche, il soumet à l'organisme de réglementation, pour examen et évaluation, une démonstration détaillée de la sûreté, comprenant une analyse adéquate de la sûreté, avant que le projet ne soit autorisé à passer à cette étape.

4.3. L'organisme exploitant soumet en temps voulu toute information demandée par l'organisme de réglementation. Il est chargé de prendre des dispositions avec les vendeurs et les fournisseurs pour faire en sorte que toute information demandée par l'organisme de réglementation soit disponible. Il est également chargé de porter à la connaissance de l'organisme de réglementation toute nouvelle information supplémentaire concernant le réacteur de recherche et toute modification apportée à des informations soumises antérieurement. Toutes les informations qu'il lui communique sont complètes et exactes. La présentation et le contenu des documents qu'il lui soumet à l'appui d'une demande d'autorisation

¹¹ 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, du fait de leurs incidences sur la sûreté, elles mettent en jeu un grand nombre d'examens et d'évaluations qui sont répétés à maintes reprises tout au long de la durée de vie du réacteur (voir les paragraphes 7.98 à 7.106).

se fondent sur les prescriptions énoncées aux paragraphes 3.6 à 3.9. Les fonctions et les responsabilités de l'organisme exploitant pour assurer la sûreté à chaque étape de la vie du réacteur de recherche sont exposées dans la section 3 (voir prescription 1) et dans la présente section 4 ainsi qu'aux paragraphes pertinents des sections 5 à 9.

Prescription 3 : Politique de sûreté

L'organisme exploitant d'une installation de réacteur de recherche établit et met en œuvre des politiques de sûreté qui accordent à la sûreté la priorité la plus élevée.

4.4. La politique de sûreté établie et mise en œuvre par l'organisme exploitant accorde la priorité la plus élevée à la sûreté, qui prime sur toutes les autres exigences, y compris celles de la production et des utilisateurs du réacteur. La politique de sûreté promeut une solide culture de sûreté, notamment un esprit critique et une volonté de faire preuve d'excellence dans l'exécution de toutes les activités importantes pour la sûreté.

4.5. La politique de sûreté stipule clairement le rôle pilote des plus hauts responsables dans ce domaine. La direction¹² est chargée de diffuser et d'appliquer les dispositions de la politique de sûreté dans tout l'organisme. Tous les membres du personnel de l'organisme sont informés de la politique de sûreté ainsi que des responsabilités qui leur incombent en la matière. Les attentes de la direction en ce qui concerne la performance en matière de sûreté sont communiquées clairement à l'ensemble du personnel, et il convient de veiller à ce qu'elles soient comprises et respectées au sein de l'organisme.

4.6. Dans sa politique de sûreté, l'organisme exploitant s'engage notamment à renforcer la sûreté d'exploitation. La stratégie qu'il adopte pour renforcer la sûreté et trouver des moyens plus efficaces d'appliquer et, si possible, d'améliorer les normes existantes fait l'objet d'un suivi permanent, est révisée périodiquement et est étayée par un programme bien défini avec des objectifs et des buts précis.

¹² Par « hauts responsables », on entend la personne ou le groupe de personnes chargé de veiller au respect des conditions énoncées dans la licence et qui dirige, contrôle et évalue un organisme au plus haut niveau. Différents termes sont employés pour les désigner, par exemple : conseil d'administration, président-directeur général, directeur général, équipe de direction, chef de centrale, cadre supérieur, responsable de la réglementation, vice-président de site, directeur exécutif et chef de laboratoire.

SYSTÈME DE GESTION

Prescription 4 : Système de gestion intégrée

L'organisme exploitant d'une installation de réacteur de recherche établi, met en œuvre, évalue et améliore continuellement un système intégré de gestion.

4.7. Les prescriptions relatives à un système intégré de gestion¹³ pour les installations et activités sont énoncées dans la publication GSR Part 2 [4]. Ces prescriptions et les objectifs et principes connexes sont pris en considération lors de la mise en place et de l'application d'un système de gestion pour un réacteur de recherche grâce à une approche graduée basée sur l'importance de chaque constituant, service ou processus pour la sûreté. Le degré de détail du système de gestion de la qualité requis pour un réacteur de recherche particulier ou une expérience donnée est déterminé par le danger potentiel qu'ils présentent (voir par. 2.15 et 2.17 sur l'approche graduée et la publication SSG-22 [2]).

4.8. L'organisme exploitant veille, en établissant et en utilisant un système intégré de gestion, à ce que le choix du site, la conception, la construction, la mise en service, l'exploitation, et l'utilisation du réacteur de recherche (y compris les activités connexes comme celles mentionnées à l'appendice II), ainsi que son déclassement, soient effectués de façon sûre et conformément aux limites et conditions spécifiées dans les limites et conditions d'exploitation et fixées dans l'autorisation.

4.9. Le système de gestion est mis au point et établi conformément au calendrier des activités à accomplir aux différentes étapes de la vie du réacteur de recherche. En particulier, les études de site, normalement entreprises bien avant le lancement d'un projet, sont couvertes par le système de gestion.

4.10. Le système de gestion englobe tous les aspects de la gestion de sorte que les processus et activités qui sont importants pour la sûreté soient définis et mis en œuvre conformément aux prescriptions pertinentes, y compris celles qui concernent la direction, la protection de la santé, la performance humaine,

¹³ Un système intégré de gestion est un système de gestion cohérent et unique qui intègre tous les éléments d'un organisme en vue d'atteindre les objectifs de ce dernier. Ces éléments sont notamment la structure, les ressources et les processus organisationnels. Un tel système intègre tous les aspects de la gestion – sûreté, santé, environnement, sécurité, qualité, facteur humain et organisationnel, société et économie – afin que la sûreté ne soit pas compromise.

la préparation et la conduite des interventions d'urgence, la protection de l'environnement, la sécurité et la qualité.

4.11. Le système de gestion recense et comprend les prescriptions suivantes :

- a) les prescriptions législatives et réglementaires de l'État ;
- b) les normes de sûreté pertinentes de l'AIEA ;
- c) toute prescription convenue formellement avec les parties intéressées.

4.12. La documentation du système de gestion est examinée et approuvée aux niveaux hiérarchiques appropriés de l'organisme exploitant, et elle est soumise, sur demande, à l'organisme de réglementation pour examen et évaluation.

4.13. Les dispositions du système de gestion se fondent sur quatre catégories fonctionnelles :

- a) responsabilité de la direction ;
- b) gestion des ressources ;
- c) gestion des processus et des activités ;
- d) mesure, évaluation et amélioration du système de gestion.

Responsabilité de la direction

4.14. La direction est chargée de fournir les moyens et l'appui nécessaires pour atteindre les objectifs de l'organisme. À cet égard, le système de gestion comprend des dispositions pour faire bien connaître et assigner clairement les responsabilités afin que les processus et les activités qui sont importants pour la sûreté soient contrôlés et exécutés de manière à ce que les objectifs de sûreté soient atteints.

Gestion des ressources

4.15. La gestion des ressources permet de veiller à ce que les ressources¹⁴ essentielles à la mise en œuvre de la stratégie organisationnelle et à la réalisation

¹⁴ Par « ressources », on entend les personnes, l'infrastructure, l'environnement de travail, les informations et les connaissances, les fournisseurs ainsi que les ressources matérielles et financières.

des objectifs de l'organisme soient déterminées et mises à disposition. Le système de gestion veille à ce que :

- a) les fournisseurs, fabricants et concepteurs de structures, systèmes et composants importants pour la sûreté ont un système intégré de gestion efficace en place, accompagné d'audits pour confirmer son efficacité ;
- b) les personnels extérieurs (fournisseurs et expérimentateurs compris) sont dûment formés et qualifiés et s'acquittent de leurs activités en étant soumis aux mêmes contrôles et aux mêmes normes que les personnels du réacteur ;
- c) les équipements, outils, matériels et logiciels nécessaires pour effectuer les travaux de manière sûre sont recensés, fournis, contrôlés, vérifiés et maintenus.

Mise en œuvre des processus

4.16. Le système de gestion comprend des dispositions pour la mise en œuvre de processus permettant de veiller à ce que la conception, y compris les modifications ultérieures ou les améliorations apportées en matière de sûreté, la construction, la mise en service, l'exploitation et l'utilisation, ainsi que le déclassement du réacteur soient exécutés conformément aux codes, normes, spécifications, procédures et contrôles administratifs établis. Les constituants et services importants pour la sûreté sont spécifiés et contrôlés en vue de veiller à ce qu'ils soient convenablement utilisés, maintenus et configurés.

4.17. Dans la fabrication et la construction des structures, systèmes et composants d'un réacteur de recherche, ainsi que de ses installations et dispositifs expérimentaux associés et de ses projets de modification, des processus sont mis en place pour veiller à ce que les réglementations et les prescriptions de sûreté pertinentes soient respectées et à ce que les travaux de construction soient exécutés correctement. Ces processus permettent à l'organisme exploitant de veiller à ce que les constituants importants pour la sûreté soient fabriqués et construits conformément aux prescriptions de conception et aux prescriptions réglementaires.

4.18. Dans le cadre du système de gestion, des processus d'utilisation et de modification sont établis et classés en fonction de leur importance pour la sûreté. Ces processus comprennent notamment la conception, l'examen, l'évaluation et l'approbation, la fabrication, l'essai et la mise en œuvre d'une utilisation et d'une modification projetée. Des procédures pertinentes décrivant les processus sont mises en place par l'organisme exploitant dès le début de la phase d'exploitation du réacteur.

4.19. Le système de gestion permet de veiller à ce que les constituants et services fournis satisfont aux prescriptions établies et aux performances spécifiées. Les fournisseurs sont évalués et choisis en fonction de critères spécifiés. Les prescriptions concernant la notification des écarts par rapport aux spécifications d'achat sont précisées dans la documentation relative au marché. Des preuves démontrant que les constituants et services achetés répondent aux spécifications d'achat sont mises à disposition pour vérification avant l'utilisation des constituants ou la fourniture des services.

Évaluation et améliorations

4.20. L'efficacité du système de gestion est mesurée et évaluée régulièrement grâce à des évaluations indépendantes et à des autoévaluations. Les déficiences dans les processus sont recensées et corrigées. L'organisme exploitant évalue les résultats de ces évaluations, et il détermine et prend les mesures nécessaires pour apporter constamment des améliorations.

VÉRIFICATION DE LA SÛRETÉ

Prescription 5 : Évaluation de la sûreté

L'adéquation de la conception du réacteur de recherche est vérifiée conformément au système de gestion grâce à une analyse déterministe détaillée de la sûreté et une analyse probabiliste complémentaire, le cas échéant, et validée par une vérification indépendante réalisée par des personnes ou groupes indépendants de ceux qui ont initialement réalisé les travaux de conception. L'évaluation de la sûreté se poursuit pendant toutes les étapes de la vie du réacteur (réévaluations périodiques de la sûreté) et prend en compte l'ampleur et la nature potentielles des risques associés à une installation ou à une activité particulière.

4.21. La conception du réacteur est vérifiée, validée et approuvée le plus tôt possible au cours des processus de conception et de construction et, en tout état de cause, avant la mise en service de l'installation.

4.22. L'évaluation de la sûreté¹⁵ fait partie intégrante de la conception ; elle comporte un processus itératif entre les activités de conception et les activités d'analyse confirmative et est de plus en plus étendue et détaillée à mesure que la conception avance.

4.23. L'évaluation de la sûreté commence à un stade précoce du processus de conception. L'analyse déterministe de la sûreté est le principal outil pour évaluer la sûreté des réacteurs de recherche. L'analyse probabiliste de la sûreté peut servir d'outil complémentaire pour détecter d'éventuelles faiblesses et améliorer l'évaluation de la sûreté.

4.24. Les évaluations de la sûreté (et les examens périodiques de la sûreté) font l'objet d'une documentation de manière à en faciliter l'examen.

4.25. Des examens périodiques systématiques de la sûreté du réacteur de recherche conformément aux prescriptions réglementaires sont effectués tout au long de sa durée de vie utile, compte tenu de l'expérience d'exploitation, des effets cumulés du vieillissement, des normes de sûreté applicables et des informations relatives à la sûreté provenant de toutes les sources pertinentes. L'organisme exploitant vérifie par analyse, surveillance, essais et inspections que l'état physique du réacteur de recherche, ainsi que de ses dispositifs et installations expérimentaux, est tel que décrit dans le rapport de sûreté et d'autres documents relatifs à la sûreté, et que l'installation est mise en service et exploitée conformément aux prescriptions de sûreté, à l'analyse de la sûreté et aux limites et conditions d'exploitation.

4.26. Les activités de réévaluation périodique systématique de la sûreté comprennent des examens périodiques de la sûreté comme des autoévaluations et des examens par des pairs¹⁶ effectués pour confirmer que le rapport de sûreté et d'autres documents ayant trait à l'installation (tels que les documents relatifs

¹⁵ Les prescriptions relatives à l'évaluation de la sûreté des installations et activités sont énoncées dans la publication GSR Part 4 [12].

¹⁶ 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.

aux limites et conditions d'exploitation, à la maintenance, à la formation et à la qualification) restent valides compte tenu des prescriptions réglementaires en vigueur ou, si nécessaire, pour procéder à des mises à jour ou apporter des améliorations dans la mesure du possible. Ces examens portent notamment sur les changements dans les caractéristiques du site, les changements dans le programme d'utilisation, les effets cumulatifs du vieillissement et des modifications apportées, l'utilisation du retour d'information sur l'expérience d'exploitation et les évolutions techniques. Ils permettent de vérifier que des structures, systèmes, composants et logiciels donnés sont conformes aux prescriptions de conception. Les prescriptions particulières applicables à la conception sont énoncées à la section 6 et les prescriptions fonctionnelles à la section 7.

Prescription 6 : Comité de sûreté

Un comité de sûreté (ou un groupe consultatif) indépendant du directeur du réacteur est mis en place pour conseiller l'organisme exploitant sur tous les aspects de la sûreté du réacteur de recherche.

4.27. Le comité de sûreté (ou groupe consultatif) conseille l'organisme exploitant sur : i) l'évaluation de la sûreté de la conception, de la mise en service et de l'exploitation, et ii) les aspects pertinents de la sûreté du réacteur et de la sûreté de son utilisation¹⁷. Les membres du comité de sûreté sont des spécialistes de divers domaines liés à la conception et à l'exploitation des réacteurs de recherche. Le comité de sûreté est pleinement opérationnel avant le lancement de la conception du réacteur de recherche. La liste des éléments que le comité de sûreté doit examiner, sur lesquels il donne des conseils ou dont il recommande l'approbation est également établie. Cette liste comprend, entre autres, ce qui suit :

- a) la conception des structures, systèmes et composants et en particulier la conception et la qualification des éléments combustibles nucléaires¹⁸ et des éléments de contrôle de la réactivité ;
- b) des documents relatifs à la sûreté et leurs modifications ;

¹⁷ Dans certains États, un autre comité de sûreté (ou groupe consultatif) est établi pour conseiller le directeur du réacteur sur les aspects de la sûreté liés à l'exploitation et à l'utilisation quotidiennes du réacteur (voir par. 7.26).

¹⁸ 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. Une conception adaptée et des marges de sûreté sont prévues pour tenir compte du comportement inconnu d'un combustible expérimental n'ayant pas encore été qualifié.

- c) les propositions concernant des tests, expériences, équipements, systèmes ou procédures nouveaux qui sont importants pour la sûreté ;
- d) les modifications proposées à des constituants importants pour la sûreté et à des expériences qui ont une incidence sur la sûreté ;
- e) les violations des limites et conditions d'exploitation, de la licence et de procédures qui sont importantes pour la sûreté ;
- f) les événements qui doivent faire ou ont fait l'objet d'un rapport à l'organisme de réglementation ;
- g) les examens périodiques de la performance en matière d'exploitation et de sûreté de l'installation du réacteur de recherche ;
- h) les rapports sur les rejets radioactifs courants dans l'environnement ;
- i) les rapports sur les doses de rayonnements au personnel de l'installation et au public ;
- j) les rapports à soumettre à l'organisme de réglementation ;
- k) les rapports sur des inspections réglementaires.

5. ÉVALUATION DU SITE DANS LE CAS D'UNE INSTALLATION DE RÉACTEUR DE RECHERCHE

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 (voir la publication NS-R-3 (Rev. 1) [5]). Des informations suffisamment détaillées sont recueillies pour étayer l'analyse de sûreté afin de montrer que l'installation de réacteur de recherche peut être exploitée en toute sûreté sur le site proposé. Dans le cas des réacteurs de recherche présentant un faible danger potentiel et des assemblages critiques ou sous-critiques, le degré de détail peut être sensiblement moindre que dans celui des réacteurs de moyenne ou de grande puissance (voir également par. 1.6 à 1.9). Les résultats de l'évaluation du site sont consignés dans des documents et présentés avec suffisamment de détail pour permettre une évaluation indépendante par l'organisme de réglementation.

5.2. Dans le cadre de l'évaluation de l'adéquation d'un site particulier pour un réacteur de recherche, l'organisme exploitant étudie et évalue les caractéristiques du site pouvant avoir une incidence sur certains aspects de la sûreté du réacteur et les dispositions connexes à prendre en cas d'urgence. 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 et sur la préparation et la conduite des interventions d'urgence.

5.3. L'évaluation du site permet de définir les limites de la zone du site, y compris les zones d'exclusion et de contrôle radiologique, conformément à l'objectif principal de sûreté (voir par. 5.1) et l'emplacement exact du réacteur et des installations associées (la zone des activités), qui sont sous le contrôle de la direction du réacteur¹⁹, ainsi que les droits juridiques de celle-ci à l'intérieur de la zone du site. Toute activité sans lien avec l'exploitation du réacteur de recherche à l'intérieur de ces limites est évaluée et justifiée.

5.4. Dans l'évaluation de l'adéquation d'un site pour un réacteur de recherche, il est tenu compte des éléments suivants :

- a) effets d'événements externes d'origine naturelle et humaine (tels que des événements sismiques, des incendies ou des inondations) pouvant se produire dans la région du site ;
- b) caractéristiques du site et de son environnement qui pourraient avoir une incidence 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 les dispositions d'urgence et la nécessité d'évaluer les risques aux niveaux individuel et collectif ;
- d) autres installations situées sur le même site, par exemple autres réacteurs de recherche, installations de production de radio-isotopes, installations liées au cycle du combustible, installations d'examen après irradiation ou installations non nucléaires (p. ex. chimiques) ;
- e) possibilité de disposer, le cas échéant, d'une source froide ultime sur le site ;
- f) plans d'urgence sur site et hors site destinés à atténuer les conséquences pour le public et l'environnement en cas de rejet important de matières radioactives dans l'environnement.

5.5. Si l'évaluation du site et de la zone des activités, compte tenu de ces six facteurs et notamment de leur évolution prévisible, montre que les insuffisances constatées sur le site ou dans la zone des activités ne peuvent pas être compensées par des caractéristiques de conception, des mesures de protection

¹⁹ La direction du réacteur est constituée par les membres du personnel de l'organisme exploitant qui ont été investis des responsabilités et des pouvoirs nécessaires pour diriger l'exploitation de l'installation du réacteur de recherche.

du site ou des procédures administratives, le site est considéré comme impropre (les caractéristiques de conception et les mesures de protection du site sont les moyens privilégiés pour compenser des insuffisances).

5.6. Les dangers découlant d'événements externes (ou d'une combinaison d'événements) sont pris en considération lors de la conception du réacteur. Il convient d'envisager les situations où des incidents de fonctionnement prévus ou des accidents sont causés par une combinaison d'événements externes et d'événements internes qui en découlent et où il faut tenir compte des événements externes de longue durée (tels que des inondations) ou des longues périodes nécessaires au rétablissement des conditions normales après l'événement.

5.7. Des informations et des données concernant la survenue et la gravité de phénomènes naturels importants et les combinaisons les plus défavorables possibles d'événements de faible probabilité mais pouvant avoir des conséquences importantes susceptibles de dépasser les conditions retenues comme hypothèses pour les accidents de dimensionnement sont recueillies pour la région où se situe le site potentiel de l'installation, et leur fiabilité, leur précision et leur exhaustivité sont soigneusement analysées (voir par 2.14 à 2.21 de la publication NS-R-3 (Rev. 1) [5]).

5.8. Pendant l'évaluation du site et avant d'entreprendre la construction du réacteur de recherche, il est confirmé que, au besoin, des dispositions d'urgence hors site seront en place préalablement à la mise en service du réacteur (voir la publication GSR Part 7 [6] et les paragraphes 2.26 à 2.29 de la publication NSR3 (Rev. 1) [5]).

5.9. Les événements externes à envisager dans le cadre de l'évaluation d'un site sont notamment les suivants (voir la section 3 de la publication NS-R-3 (Rev. 1) [5]) :

- a) séismes, volcans et failles en surface ;
- b) événements météorologiques, notamment valeurs extrêmes possibles des phénomènes météorologiques et événements rares tels que foudre, tornades et cyclones tropicaux ;
- c) inondations, notamment raz-de-marée dus à des séismes ou à d'autres phénomènes géologiques ou inondations et vagues dues à la rupture d'ouvrages d'aménagement hydraulique ;
- d) dangers géotechniques, notamment instabilité des pentes, effondrements, affaissement ou soulèvement de la surface du site et liquéfaction du sol ;

- e) événements externes d'origine humaine (présents et futurs), notamment incidents liés à la sécurité, accidents de transport tels que des chutes d'aéronefs et accidents survenant dans le cadre d'activités avoisinantes tels que des explosions chimiques.

5.10. Les caractéristiques des dangers d'origine naturelle ou humaine et les conditions démographiques, météorologiques et hydrologiques intéressant le réacteur de recherche font 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 et à la levée du contrôle réglementaire.

5.11. Les changements dans les caractéristiques du site comme le climat, la population ou l'utilisation d'installations avoisinantes pouvant avoir une incidence sur la sûreté du réacteur de recherche sont étudiés et périodiquement réévalués.

5.12. Si un nouveau projet de réacteur de recherche est prévu sur un site existant comme un centre de recherche ou un campus universitaire en zone urbaine ou suburbaine, la possibilité d'accueillir une installation de réacteur de recherche sur le site est soigneusement analysée pour s'assurer que les réglementations relatives au risque radiologique pour le personnel affecté au site et pour le public sont respectées.

6. CONCEPTION DES INSTALLATIONS DE RÉACTEURS DE RECHERCHE

GÉNÉRALITÉS

6.1. Le réacteur de recherche est conçu de telle manière que l'objectif fondamental de sûreté (voir par. 2.2 et 2.3) est atteint. Les prescriptions de conception générales énoncées dans la présente section s'appliquent à la conception de tous les types de réacteurs de recherche. Une série de prescriptions de conception particulières sont en outre appliquées s'il y a lieu à la conception des structures, systèmes et composants de types particuliers de réacteurs.

6.2. L'application des prescriptions de conception est un processus interactif et se poursuit tout au long de la conception, les résultats de l'analyse de la sûreté étant pleinement pris en considération (voir par. 6.119 à 6.125).

6.3. Pour garantir la sûreté de la conception, le concepteur du réacteur et l'organisme exploitant restent en liaison étroite. Le concepteur fait le nécessaire pour préparer, présenter et soumettre de manière ordonnée les documents de conception à l'organisme exploitant en vue de leur utilisation pour l'établissement du rapport de sûreté.

6.4. La conception de l'installation de réacteur couvre non seulement le réacteur lui-même, mais aussi, le cas échéant, les installations associées, telles que les dispositifs expérimentaux, qui peuvent influencer sur la sûreté. En outre, elle prend en considération les effets qu'a le réacteur, à toutes les étapes de sa durée de vie, sur les installations associées (par exemple, pour ce qui est des conditions de service, des champs électromagnétiques et d'autres sources d'interférences).

6.5. La conception de l'installation de réacteur de recherche prend en considération les différents modes de fonctionnement (par exemple, fonctionnement à la demande plutôt qu'en régime continu, fonctionnement à différents niveaux de puissance, fonctionnement en régime pulsé, fonctionnement avec différentes configurations du cœur, modifications de la configuration générale du réacteur ou de l'assemblage, et fonctionnement avec différents combustibles nucléaires). Dans la conception des systèmes de sûreté, la stabilité du réacteur dans ses différents modes de fonctionnement est dûment prise en considération.

PRINCIPALES PRESCRIPTIONS TECHNIQUES

Prescription 7 : Fonctions de sûreté principales

La conception d'une installation de réacteur de recherche est propre à assurer l'exécution des fonctions de sûreté principales suivantes dans tous les états de l'installation : i) contrôle de la réactivité ; ii) évacuation de la chaleur provenant du réacteur et de l'installation d'entreposage du combustible ; et iii) confinement des matières radioactives, protection contre les rayonnements et maîtrise des rejets radioactifs programmés, ainsi que limitation des rejets radioactifs accidentels.

6.6. Une approche systématique est adoptée aux fins de la détermination des constituants importants pour la sûreté qui sont nécessaires à l'exécution des fonctions de sûreté principales, ainsi que de la définition des conditions et caractéristiques intrinsèques qui contribuent à assurer ou qui affectent l'exécution des fonctions de sûreté principales pour tous les états de l'installation.

6.7. Des moyens de surveiller l'état de l'installation de réacteur sont prévus de sorte que les fonctions de sûreté principales soient assurées pour tous les états de l'installation.

Prescription 8 : Radioprotection

La conception d'une installation de réacteur de recherche est propre à assurer que les doses de rayonnements auxquelles sont exposés les travailleurs et autres personnels de l'installation de réacteur de recherche ainsi que les membres du public ne dépassent pas les limites de doses fixées, que ces doses sont maintenues à un niveau aussi bas que raisonnablement possible dans les conditions de fonctionnement pendant toute la durée de vie de l'installation de réacteur de recherche et qu'elles restent inférieures aux limites acceptables et à un niveau aussi bas que raisonnablement possible dans les conditions accidentelles et par la suite.

6.8. La conception est telle que les états de l'installation susceptibles d'occasionner des doses de rayonnements élevées ou des rejets importants de matières radioactives sont pratiquement éliminés²⁰ et que les états de l'installation qui sont très probables n'ont que des conséquences radiologiques mineures ou n'en ont pas du tout²¹.

Prescription 9 : Conception

La conception d'une installation de réacteur de recherche assure que celle-ci et les constituants importants pour la sûreté présentent les caractéristiques voulues pour que les fonctions de sûreté puissent être remplies avec la fiabilité requise, pour que le réacteur de recherche puisse être exploité de manière sûre dans les limites et conditions d'exploitation pendant toute sa durée de vie utile et puisse être déclassé en toute sûreté, et pour que les impacts environnementaux soient réduits le plus possible.

6.9. La conception d'un réacteur de recherche est propre à assurer que les prescriptions de l'organisme exploitant, les prescriptions de l'organisme de

²⁰ La possibilité que certaines conditions surviennent est considérée comme ayant été pratiquement éliminée (autrement dit, il n'est plus nécessaire de la prendre en considération) si ces conditions sont physiquement impossibles ou si, avec un niveau de confiance élevé, elles sont considérées comme extrêmement improbables.

²¹ Les prescriptions relatives à la radioprotection et à la sûreté des sources de rayonnements pour les installations et activités sont énoncées dans la publication GSR Part 3 [7].

réglementation et les prescriptions de la législation pertinente ainsi que les codes et normes nationaux et internationaux applicables sont tous respectés. Les capacités et les limites humaines ainsi que les facteurs qui pourraient influencer sur la performance humaine sont pris en considération dans la conception. Des informations adéquates sur la conception sont fournies pour assurer l'exploitation, l'utilisation, la maintenance et le déclassement sûrs de l'installation de réacteur et permettre d'y apporter des modifications ultérieurement et de réaliser de nouvelles expériences.

6.10. L'expérience pertinente acquise lors de la conception, de la construction et de l'exploitation d'autres réacteurs de recherche ainsi que les résultats des programmes de recherche-développement pertinents sont dûment pris en considération dans la conception.

6.11. Les résultats des analyses déterministes de la sûreté et, selon qu'il convient, des analyses probabilistes de la sûreté qui les complètent sont dûment pris en considération dans la conception, de sorte que la prévention des accidents pouvant se produire et l'atténuation de leurs conséquences quand il s'en produit le soient également.

6.12. La conception est propre à assurer que la production de déchets et de rejets radioactifs est maintenue au minimum possible pour ce qui est tant de l'activité que du volume, et que les déchets et rejets sont classés par catégories.

Prescription 10 : Application du concept de défense en profondeur

Le concept de défense en profondeur est appliqué dans la conception d'un réacteur de recherche. Les niveaux de défense en profondeur sont indépendants dans la mesure du possible.

6.13. Le concept de défense en profondeur (voir par. 2.10 à 2.14) est appliqué pour assurer plusieurs niveaux de défense visant à éviter que les accidents aient des conséquences susceptibles d'engendrer des effets nocifs sur les personnes et l'environnement et à assurer l'adoption de mesures appropriées pour protéger les personnes et l'environnement et atténuer les conséquences en cas d'échec de la prévention.

6.14. La conception :

- a) prévoit une succession de barrières physiques vérifiables contre le rejet de matières radioactives provenant du réacteur ;

- b) prévoit des marges prudentes, ainsi qu'une fabrication et une construction de grande qualité, de manière à donner l'assurance que les défaillances et les écarts par rapport au fonctionnement normal sont réduits le plus possible et que les accidents sont évités autant que faire se peut ;
- c) prévoit que le comportement du réacteur est maîtrisé au moyen de caractéristiques intrinsèques et techniques, de manière que les défaillances et les écarts par rapport au fonctionnement normal nécessitant l'actionnement des systèmes de sûreté soient réduits le plus possible ou exclus autant que faire se peut ;
- d) prévoit un actionnement automatique des systèmes de sûreté, de sorte que les défaillances et les écarts par rapport au fonctionnement normal qui dépassent les capacités des systèmes de commande puissent être maîtrisés avec un niveau de confiance élevé et que la nécessité d'interventions des opérateurs dans les premiers temps suivant la survenue de ces défaillances ou de ces écarts soit réduite le plus possible ;
- e) prévoit des systèmes, structures et composants ainsi que des procédures pour maîtriser la progression des défaillances et des écarts par rapport au fonctionnement normal qui dépassent les capacités des systèmes de sûreté et, dans la mesure du possible, en limiter les conséquences ;
- f) prévoit des moyens efficaces d'assurer l'exécution de chacune des fonctions de sûreté principales et assure ce faisant l'efficacité des barrières et l'atténuation des conséquences de toute défaillance ou de tout écart par rapport au fonctionnement normal.

6.15. Afin d'assurer le maintien de la défense en profondeur, la conception évite, dans la mesure du possible :

- a) les sollicitations portant atteinte à l'intégrité des barrières physiques ;
- b) la défaillance d'une ou de plusieurs barrières ;
- c) la défaillance d'une barrière causée par celle d'une autre barrière ;
- d) les conséquences préjudiciables possibles d'erreurs d'exploitation ou de maintenance.

6.16. La conception assure, dans la mesure du possible, que le premier ou, du moins, le deuxième niveau de défense en profondeur est à même d'empêcher que toute défaillance ou tout écart par rapport au fonctionnement normal susceptible de se produire pendant la durée de vie utile du réacteur de recherche dégénère en conditions accidentelles.

6.17. Les niveaux de défense en profondeur sont indépendants dans la mesure du possible, de sorte que la défaillance d'un niveau ne nuit pas à l'efficacité

des autres niveaux. En particulier, les dispositifs de sûreté pour les conditions additionnelles de dimensionnement (notamment les dispositifs destinés à atténuer les conséquences d'accidents comportant une fusion du combustible) sont, dans la mesure du possible, indépendants des systèmes de sûreté.

Prescription 11 : Interfaces de la sûreté avec la sécurité et le système national de comptabilité et de contrôle des matières nucléaires

Les mesures de sûreté, les mesures de sécurité nucléaire et les dispositions relatives au système national de comptabilité et de contrôle des matières nucléaires dans le cas d'un réacteur de recherche sont conçues et mises en œuvre de manière intégrée de sorte qu'elles ne se compromettent pas réciproquement.

Prescription 12 : Recours à l'approche graduée

Il est recouru à l'approche graduée aux fins de l'application des prescriptions de sûreté pour un réacteur de recherche dans une mesure proportionnelle au danger potentiel auquel est exposée l'installation et sur la base d'une analyse de la sûreté et des prescriptions réglementaires.

6.18. Le recours à une approche graduée aux fins de l'application des prescriptions de sûreté n'est pas considéré comme un moyen de déroger à ces prescriptions et ne compromet pas la sûreté. La gradation de l'application des prescriptions est justifiée et appuyée par une analyse de la sûreté ou par une appréciation technique.

Prescription 13 : Pratiques techniques éprouvées

Les constituants importants pour la sûreté d'un réacteur de recherche sont conçus conformément aux codes et normes nationaux et internationaux pertinents.

6.19. Les constituants importants pour la sûreté sont, de préférence, d'une conception qui a déjà été éprouvée dans des applications équivalentes et, si ce n'est pas le cas, ils sont de grande qualité et reposent sur une technologie qui a été testée et homologuée.

6.20. Les codes et normes nationaux et internationaux qui servent de règles de conception pour les constituants importants pour la sûreté sont recensés et soumis à une évaluation visant à déterminer s'ils sont applicables, adéquats et

suffisants, et ils sont complétés ou modifiés si nécessaire, de sorte que la qualité de la conception soit celle qu'exige la fonction de sûreté associée.

6.21. Les codes et normes applicables aux structures, systèmes et composants sont recensés et appliqués en fonction du classement de ces structures, systèmes et composants (voir par. 6.29 et 6.32). En particulier, si des codes et normes différents sont employés pour des types de constituants différents (par exemple, tuyauteries et circuits électriques), la compatibilité de ces codes et normes est démontrée.

6.22. Dans le cas des structures, systèmes et composants pour lesquels il n'existe pas de codes ou de normes appropriés qui soient bien établis, il est possible d'appliquer une approche fondée sur les codes ou normes existants pour des équipements analogues et soumis à des prescriptions environnementales et opérationnelles analogues ou, en l'absence de tels codes et normes, sur les résultats de l'expérience, d'essais ou d'une analyse ou sur une combinaison de ceux-ci. Le recours à une telle approche basée sur les résultats est justifié.

6.23. En cas d'adoption d'une conception ou d'une caractéristique qui n'a pas été éprouvée ou qui s'écarte d'une pratique technique établie, un processus est mis en place dans le cadre du système de gestion en vue de démontrer la sûreté au moyen de programmes de recherche complémentaires appropriés, de tests de performance en fonction de critères spécifiques d'acceptation ou d'un examen de l'expérience d'exploitation dans d'autres applications pertinentes. La nouvelle conception, caractéristique ou pratique est testée de manière adéquate, dans la mesure du possible, avant sa mise en service et fait l'objet d'une surveillance en exploitation visant à vérifier que l'installation de réacteur se comporte comme prévu.

6.24. Des critères d'acceptation sont définis pour les conditions de fonctionnement et les conditions accidentelles. En particulier, les accidents de dimensionnement pris en considération dans la conception du réacteur de recherche et les conditions additionnelles de dimensionnement retenues sont recensés pour les besoins de la définition des critères d'acceptation. Pour la conception des structures, systèmes et composants, les critères d'acceptation peuvent être appliqués sous la forme de règles de conception technique. Ces règles peuvent comprendre des prescriptions figurant dans les codes et normes pertinents établis au niveau national ou international. Les critères d'acceptation sont examinés par l'organisme de réglementation.

Prescription 14 : Dispositions pour la construction

Les constituants importants pour la sûreté d'une installation de réacteur de recherche sont conçus de manière à pouvoir être fabriqués, construits, assemblés, installés et montés conformément aux processus établis assurant la conformité aux spécifications de conception et le niveau de sûreté requis.

6.25. Dans les dispositions pour la construction, il est tenu dûment compte de l'expérience pertinente acquise lors de la construction d'installations analogues et des structures, systèmes et composants qui y sont associés. Lorsque les bonnes pratiques d'autres secteurs pertinents de l'industrie sont adoptées, leur adéquation à l'application nucléaire spécifique est démontrée.

6.26. La construction commence seulement après que l'organisme exploitant a vérifié que les principaux problèmes de sûreté dans la conception ont été résolus et que l'organisme de réglementation a délivré une autorisation (par exemple, un permis de construire ou une autorisation de modification). C'est à l'organisme exploitant qu'il incombe de veiller à ce que la construction soit conforme à la conception.

Prescription 15 : Caractéristiques visant à faciliter la gestion des déchets radioactifs et le déclassé

Au stade de la conception d'une installation de réacteur de recherche, une attention particulière est accordée à l'intégration de caractéristiques visant à faciliter la gestion des déchets radioactifs et le déclassé futur de l'installation.

6.27. En particulier, la conception prend dûment en considération :

- a) le choix des matériaux, de manière à réduire le plus possible les quantités de déchets radioactifs et à faciliter la décontamination ;
- b) les possibilités d'accès et les moyens de manutention qui pourraient être nécessaires ;
- c) les installations requises pour la transformation (à savoir le prétraitement, le traitement et le conditionnement) et l'entreposage des déchets radioactifs produits pendant l'exploitation de l'installation de réacteur de recherche et les dispositions relatives à la gestion des déchets radioactifs qui seront produits lors de son déclassé.

6.28. Cette prescription est également prise en considération dans la conception de toute modification, des nouvelles utilisations et des expériences.

PRESCRIPTIONS DE CONCEPTION GÉNÉRALES

Prescription 16 : Classement de sûreté des structures, systèmes et composants

Tous les constituants importants pour la sûreté d'une installation de réacteur de recherche sont recensés et classés selon leur fonction de sûreté et leur importance pour la sûreté.

6.29. Le classement des constituants selon leur importance pour la sûreté²² se fonde principalement sur des méthodes déterministes, complétées, s'il y a lieu, par des méthodes probabilistes (s'il en existe) compte dûment tenu de facteurs tels que :

- a) la (les) fonction(s) de sûreté à remplir par le constituant ;
- b) les conséquences qu'aurait la non-exécution d'une fonction de sûreté ;
- c) la fréquence avec laquelle le constituant sera appelé à assurer une fonction de sûreté ;
- d) le moment auquel, après un événement initiateur postulé, le constituant sera appelé à assurer une fonction de sûreté ou la période pendant laquelle il sera appelé à l'assurer.

6.30. La conception est propre à assurer que toute interférence entre les constituants importants pour la sûreté sera évitée, et en particulier que toute défaillance de constituants importants pour la sûreté dans un système appartenant à une catégorie de sûreté inférieure ne se propagera pas à un système d'une catégorie de sûreté supérieure.

6.31. Les équipements qui remplissent plusieurs fonctions sont classés dans une catégorie de sûreté qui correspond aux fonctions dont l'importance pour la sûreté est la plus élevée.

²² Ce classement rend compte de l'importance des structures, systèmes et composants pour la sûreté nucléaire. Il a pour objet d'établir une gradation dans l'application des prescriptions dans le cadre de la conception. Il existe d'autres classements ou catégorisations possibles des structures, systèmes et composants qui prennent en considération d'autres aspects (p. ex. homologation sismique ou environnementale, ou catégorisation qualitative des structures, systèmes et composants).

6.32. Les structures, systèmes et composants, y compris les logiciels, qui sont importants pour la sûreté sont d'abord recensés puis classés selon leur fonction et leur importance pour la sûreté. Les éléments sur lesquels se fonde le classement de sûreté des structures, systèmes et composants sont indiqués et les prescriptions de conception sont appliquées conformément à ce classement.

Prescription 17 : Base de conception pour les constituants importants pour la sûreté

La base de conception des constituants importants pour la sûreté dans le cas d'une installation de réacteur de recherche comporte des spécifications concernant la capacité, la fiabilité et la fonctionnalité requises dans les conditions de fonctionnement pertinentes, dans les conditions accidentelles et dans des conditions résultant de dangers internes et externes pour satisfaire aux critères d'acceptation spécifiques pendant la durée de vie utile du réacteur de recherche.

6.33. La base de conception de chaque constituant important pour la sûreté est systématiquement justifiée et étayée par une documentation. Cette documentation contient les informations requises pour que l'organisme exploitant puisse exploiter le réacteur de manière sûre.

6.34. Les sollicitations auxquelles le réacteur sera vraisemblablement soumis pendant sa durée de vie utile sont prises en considération dans le processus de conception. Ces sollicitations comprennent 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 et aux modes de fonctionnement.

Prescription 18 : Événements initiateurs postulés

Il est recouru à une approche systématique pour la conception du réacteur de recherche en vue de constituer un ensemble complet d'événements initiateurs postulés, de manière que tous les événements prévisibles susceptibles d'avoir de graves conséquences et tous les événements prévisibles se produisant relativement fréquemment soient prévus et pris en considération dans la conception.

6.35. Les événements initiateurs postulés sont sélectionnés de façon appropriée pour les besoins de l'analyse (voir l'appendice I). Il est démontré que l'ensemble

d'événements initiateurs postulés qui est retenu englobe tous les accidents crédibles susceptibles de nuire à la sûreté du réacteur de recherche.

6.36. Les événements initiateurs postulés sont choisis sur la base d'un jugement technique, du retour d'expérience d'exploitation et d'une évaluation déterministe, complétée s'il y a lieu par des méthodes probabilistes quand de telles méthodes sont disponibles.

6.37. Les événements initiateurs postulés comprennent toutes les défaillances prévisibles des structures, systèmes et composants des installations de réacteur et des expériences, ainsi que les fausses manœuvres et les défaillances pouvant résulter de dangers internes et externes dans toutes les conditions de fonctionnement et à l'arrêt.

6.38. Une analyse des événements initiateurs postulés est effectuée afin de définir les mesures préventives et de protection à prendre pour assurer l'exécution des fonctions de sûreté requises.

6.39. Le comportement du réacteur qui est escompté lors de tout événement initiateur postulé est tel que les conditions suivantes, classées par ordre de priorité, puissent être remplies :

- 1) un événement initiateur postulé n'a aucun effet important pour la sûreté et engendre un changement qui tend uniquement vers un état plus sûr et stable du fait des caractéristiques de sûreté intrinsèques du réacteur ;
- 2) après un événement initiateur postulé, le réacteur est rendu sûr grâce à des dispositifs de sûreté passifs ou à l'action de systèmes qui fonctionnent sans discontinuer dans l'état requis pour maîtriser l'événement ;
- 3) après un événement initiateur postulé, le réacteur est rendu sûr par l'actionnement de constituants importants pour la sûreté qu'il faut mettre en service en réponse à l'événement ;
- 4) après un événement initiateur postulé, le réacteur est rendu sûr grâce à l'application des procédures indiquées ci-après.

6.40. Les événements initiateurs postulés lors de la définition des prescriptions de performance des constituants importants pour la sûreté dans le cadre de l'évaluation globale de la sûreté et de l'analyse détaillée de l'installation du réacteur sont regroupés en séquences d'événements représentatives qui constituent des cas enveloppe sur lesquels se fondent la conception et les limites d'exploitation des constituants importants pour la sûreté.

6.41. Toute exclusion de la conception d'un événement initiateur identifié dans l'ensemble complet d'événements initiateurs postulés est justifiée sur le plan technique.

6.42. Lorsqu'une action rapide et fiable est nécessaire en réponse à un événement initiateur postulé, la conception prévoit des actions de sûreté automatiques permettant l'actionnement des systèmes de sûreté en vue d'éviter une aggravation de l'état du réacteur.

6.43. Lorsqu'une action rapide n'est pas nécessaire en réponse à un événement initiateur postulé, il est permis de s'en remettre à un actionnement manuel des systèmes ou à d'autres actions des opérateurs. En pareils cas, l'intervalle de temps entre la détection de l'événement initiateur postulé ou de l'accident et l'action requise est suffisamment long, et des procédures adéquates (telles que des procédures administratives, des procédures d'exploitation et des procédures d'urgence) sont définies afin d'assurer l'exécution de telles actions. Le risque qu'un opérateur aggrave une séquence d'événements par une mauvaise utilisation des équipements ou un diagnostic incorrect du processus de rétablissement requis est évalué.

6.44. Afin de faciliter les actions à mener par les opérateurs pour diagnostiquer l'état du réacteur après un événement initiateur postulé et le placer en temps voulu dans des conditions d'arrêt stable à long terme, la conception prévoit une instrumentation adéquate pour surveiller l'état du réacteur et des moyens adéquats pour faire fonctionner manuellement les équipements.

Prescription 19 : Dangers internes et externes

Tous les dangers internes ou externes prévisibles dans le cas d'un réacteur de recherche, y compris les événements d'origine humaine susceptibles d'avoir une incidence directe ou indirecte sur la sûreté du réacteur de recherche, sont recensés et les effets qu'ils peuvent avoir individuellement ou lorsqu'ils sont associés de façon plausible sont évalués. Les dangers sont pris en considération dans l'établissement des plans de l'installation et dans la détermination des événements initiateurs postulés et des sollicitations générées à prendre en compte dans la conception des constituants concernés qui sont importants pour la sûreté de l'installation de réacteur.

6.45. Les constituants importants pour la sûreté sont conçus et disposés compte dûment tenu d'autres répercussions possibles sur la sûreté, de manière à pouvoir supporter les effets des dangers ou à être protégés, selon leur importance pour

la sûreté, contre les dangers et contre les mécanismes de défaillance de cause commune engendrés par les dangers. Ceci s'applique également aux équipements non permanents.

Dangers internes

6.46. Une analyse des événements initiateurs postulés est effectuée afin de déterminer tous les événements internes qui pourraient influencer sur la sûreté de l'installation de réacteur de recherche. Ces événements peuvent comprendre les défaillances ou le mauvais fonctionnement d'équipements.

6.47. Les dangers internes potentiels tels que les incendies et explosions, 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 sont pris en considération dans la conception de l'installation de réacteur de recherche. Des mesures appropriées de prévention et d'atténuation sont 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 associations d'événements externes et internes sont, s'il y a lieu, prises en compte dans la conception.

Incendies et explosions

6.48. Sous réserve que les autres prescriptions de sûreté soient respectées, les structures, systèmes et composants importants pour la sûreté sont conçus et disposés de manière à limiter au minimum les effets des incendies et des explosions. Une analyse des risques d'incendie et une analyse des risques d'explosion sont effectuées pour l'installation de 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 sont prévues dans la conception pour :

- a) éviter les incendies et les explosions ;
- b) détecter et éteindre rapidement les incendies qui se déclarent néanmoins, et limiter ainsi les dommages ;
- c) éviter la propagation des incendies qui n'ont pas été éteints et des explosions provoquées par des incendies, et limiter ainsi le plus possible leurs effets sur la sûreté de l'installation. Les incendies et explosions internes ne compromettent pas les trains de systèmes de sûreté redondants.

6.49. Les systèmes de lutte contre l'incendie sont déclenchés automatiquement en cas de nécessité. Ils sont conçus et disposés de façon que leur utilisation, leur rupture ou leur mise en marche intempestive ou involontaire n'accroisse pas le risque de criticité²³, ne porte pas préjudice au personnel, n'altère pas sensiblement la capacité des structures, systèmes et composants importants pour la sûreté et n'affecte pas simultanément des groupes de sûreté redondants, ce qui rendrait inopérantes les mesures prises pour satisfaire au critère de défaillance unique (voir par. 6.76 à 6.79).

6.50. Des matériaux incombustibles ou ignifuges et résistant à la chaleur sont utilisés partout où cela est possible dans l'installation de réacteur de recherche (y compris pour les essais et expériences), en particulier dans des lieux comme le bâtiment du réacteur et la salle de commande. Les gaz et liquides inflammables et les matériaux combustibles susceptibles de produire des mélanges explosifs ou de contribuer à leur production ne sont conservés que dans les quantités minimales requises et sont entreposés dans des installations prévues pour que les substances réactives soient conservées séparément.

6.51. Les incendies et explosions n'empêchent pas l'exécution des fonctions de sûreté principales, ni la surveillance de l'état de l'installation. Celles-ci sont maintenues grâce à l'intégration adéquate de structures, systèmes et composants redondants, au recours à des systèmes divers, à la séparation physique et à une conception sûre en cas de défaillance.

Événements externes

6.52. La base de conception pour les événements externes d'origine naturelle et humaine est définie. Les événements à prendre en considération comprennent ceux qui ont été recensés lors de l'évaluation du site (voir section 5).

6.53. Sont pris en considération les événements externes d'origine naturelle – phénomènes météorologiques, hydrologiques, géologiques et sismiques – et toutes les associations plausibles de plusieurs de ces événements (voir par. 6.69), ainsi que les événements externes d'origine humaine dus à la proximité d'industries et de voies de communications. À court terme, la sûreté de l'installation ne dépend pas de la possibilité d'obtenir hors du site des services tels que les services de

²³ Cet aspect revêt une importance particulière pour les assemblages critiques, les assemblages sous-critiques et les installations d'entreposage à sec de combustible, qui sont conçus de façon à être sous-critiques de manière sûre après l'activation du système de protection anti-incendie et pendant les activités de lutte contre l'incendie.

distribution d'électricité et de lutte contre l'incendie. Dans la conception, il est dûment tenu compte des conditions propres au site afin de déterminer le délai maximum dans lequel les services hors-site doivent être obtenus.

6.54. Une installation de réacteur de recherche située dans une région sismiquement active est équipée d'un système de détection sismique qui actionne les systèmes d'arrêt automatique du réacteur en cas de dépassement d'une valeur seuil déterminée.

6.55. Des dispositifs sont prévus pour réduire le plus possible les interactions entre les bâtiments abritant des constituants importants pour la sûreté (y compris le câblage de puissance et le câblage de contrôle-commande) et toute autre structure à la suite d'événements externes pris en compte dans la conception.

6.56. La conception est propre à assurer que tous les constituants importants pour la sûreté sont capables de résister aux effets des événements externes qu'elle a pris en considération et, si ce n'est pas le cas, d'autres dispositifs tels que des barrières passives sont prévus pour protéger l'installation de réacteur et assurer que les fonctions de sûreté principales seront remplies.

6.57. La conception prévoit une marge adéquate, établie à partir de l'évaluation des dangers du site, pour que les constituants importants pour la sûreté soient protégés contre des dangers externes plus graves que ceux pris en compte dans la base de conception.

Prescription 20 : Accidents de dimensionnement

Un ensemble de conditions accidentelles à prendre en compte dans la conception d'un réacteur de recherche est défini à partir des événements initiateurs postulés dans le but de fixer les conditions limites auxquelles le réacteur de recherche doit résister sans que les limites acceptables aux fins de la radioprotection ne soient dépassées.

6.58. Les accidents de dimensionnement servent à définir les bases de conception, y compris les critères de performance des systèmes de sûreté et autres constituants importants pour la sûreté qui sont nécessaires pour maîtriser les conditions accidentelles de dimensionnement, l'objectif étant de ramener le réacteur à un état sûr et d'atténuer les conséquences de tout accident.

6.59. La conception est telle que dans les conditions accidentelles de dimensionnement, les paramètres clés du réacteur ne dépassent pas les limites de conception spécifiées. Un objectif essentiel est de gérer tous les accidents de dimensionnement de manière à ce qu'ils n'aient aucune conséquence radiologique ou seulement des conséquences radiologiques mineures sur le site ou hors du site et à ce qu'ils ne nécessitent pas d'intervention d'urgence hors du site.

6.60. Lorsqu'une action rapide et fiable est requise en réponse à des événements initiateurs postulés, la conception du réacteur prévoit des moyens de déclencher automatiquement les systèmes de sûreté nécessaires. La conception réduit autant qu'il est raisonnablement possible les sollicitations de l'opérateur, en particulier pendant et après un accident de dimensionnement.

6.61. Les accidents de dimensionnement sont analysés avec prudence. Cette approche amène à appliquer le critère de défaillance unique (voir prescription 25) aux systèmes de sûreté en précisant les critères de conception et en utilisant des hypothèses, modèles et paramètres d'entrée prudents dans l'analyse.

6.62. Dans la conception des assemblages sous-critiques, des dispositions techniques sont prévues pour empêcher la criticité (voir par. 6.66).

Prescription 21 : Limites de conception

Un ensemble de limites de conception conformes aux principaux paramètres physiques relatifs à chaque constituant important pour la sûreté du réacteur de recherche est défini pour toutes les conditions de fonctionnement et pour les conditions accidentelles.

6.63. Les limites de conception sont définies pour toutes les conditions de fonctionnement du réacteur et de ses dispositifs expérimentaux et sont conformes aux normes et codes nationaux et internationaux ainsi qu'aux prescriptions réglementaires applicables.

Prescription 22 : Conditions additionnelles de dimensionnement

Un ensemble de conditions additionnelles de dimensionnement est défini en vue d'améliorer la sûreté du réacteur de recherche en renforçant sa capacité de résister, sans conséquences radiologiques inacceptables, à des accidents qui soit sont plus graves que les accidents de dimensionnement, soit entraînent des défaillances supplémentaires. Cet ensemble de conditions est défini sur la base d'un jugement technique et suivant une approche graduée,

d'évaluations déterministes et, si nécessaire, d'évaluations complémentaires probabilistes. Les conditions additionnelles de dimensionnement servent à déterminer les scénarios d'accident supplémentaires à prendre en considération dans la conception et à prévoir les dispositions pratiques à adopter pour prévenir ces accidents ou en atténuer les conséquences s'il s'en produit.

6.64. Une analyse des conditions additionnelles de dimensionnement est effectuée²⁴ pour déterminer si les conséquences radiologiques potentielles dépasseraient celles jugées acceptables par l'autorité compétente. Sur le plan technique, cette analyse vise principalement à donner l'assurance que l'installation est conçue de manière à prévenir des conditions accidentelles dépassant celles considérées comme des conditions accidentelles de dimensionnement ou à en atténuer les conséquences autant qu'il est raisonnablement possible. Pour y parvenir, il pourrait être nécessaire d'ajouter des dispositifs de sûreté pour les conditions additionnelles de dimensionnement ou de renforcer la capacité des systèmes de sûreté de manière à préserver les fonctions de sûreté principales, en particulier la fonction de confinement²⁵. L'ajout de ces dispositifs et le renforcement de la capacité des systèmes de sûreté sont propres à permettre de gérer des conditions accidentelles dans lesquelles une grande quantité de matières radioactives est confinée dans l'installation (y compris les matières radioactives résultant d'une dégradation du cœur du réacteur).

²⁴ L'analyse des conditions additionnelles de dimensionnement pourrait reposer sur l'approche de la meilleure estimation (des approches plus rigoureuses pouvant être utilisées selon les prescriptions des États).

²⁵ Le confinement consiste à prévenir ou maîtriser les rejets de matières radioactives dans l'environnement en exploitation ou en cas d'accident [8]. Il constitue une des fonctions de sûreté principales et doit être assuré dans les modes de fonctionnement normal, lors des incidents de fonctionnement prévus, lors d'accidents de dimensionnement et, dans la mesure du possible, lors de certaines conditions additionnelles de dimensionnement. 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. Dans le cas d'un réacteur de recherche, le bâtiment du réacteur constitue la barrière ultime qui assure le confinement. Lorsque c'est techniquement possible, on peut envisager de recourir à d'autres structures (par exemple, au bloc réacteur dans un réacteur de recherche complètement fermé) pour assurer le confinement. Dans la plupart des grands réacteurs nucléaires, une structure solide abritant le réacteur constitue la barrière ultime qui assure le confinement. Appelée enceinte de confinement, ou simplement enceinte, elle protège également le réacteur contre les événements externes et assure une protection contre les rayonnements dans les conditions de fonctionnement et les conditions accidentelles.

6.65. Les conditions additionnelles de dimensionnement servent à définir les spécifications de conception des dispositifs de sûreté et de tous les autres constituants importants pour la sûreté qui sont nécessaires pour prévenir la survenue des telles conditions accidentelles ou, s'il en survient, pour les maîtriser et atténuer leurs conséquences. Dans le cas des réacteurs de recherche en service, il est procédé à une réévaluation complémentaire de la sûreté en vue de déterminer s'il faut prendre des mesures d'atténuation ou apporter des modifications à l'installation.

6.66. En ce qui concerne les assemblages sous-critiques, la probabilité de leur criticité est suffisamment faible pour que cet état soit considéré comme une condition additionnelle de dimensionnement. Pour assurer la sous-criticité, des dispositions de sûreté sont prévues lors de la conception, comme l'utilisation exclusive d'uranium naturel ou de quantités limitées de matières fissiles, ou un rapport combustible/modérateur fixe. Si aucune de ces dispositions ne peut être prévue, des mesures d'atténuation des conséquences sont définies et appliquées sur la base de l'analyse de la sûreté.

6.67. L'analyse effectuée comporte un recensement des dispositifs de sûreté destinés à empêcher que les événements envisagés dans les conditions additionnelles de dimensionnement ne se produisent ou, s'ils se produisent, à atténuer leurs conséquences. Ces dispositifs :

- a) sont indépendants, dans la mesure du possible, de ceux utilisés lors d'accidents plus fréquents ;
- b) sont capables de fonctionner, dans la mesure du possible, dans les environnements caractéristiques des conditions additionnelles de dimensionnement, selon qu'il convient ;
- c) ont une fiabilité en rapport avec la fonction qu'ils doivent remplir.

6.68. La conception est telle que la possibilité que surviennent des conditions susceptibles de donner lieu à un rejet précoce ou important de matières radioactives²⁶ est pratiquement éliminée. La conception est telle que dans les conditions additionnelles de dimensionnement, les mesures de protection

²⁶ Un rejet précoce de matières radioactives est un rejet pour lequel des mesures de protection doivent être prises hors du site mais ont peu de chances d'être pleinement efficaces au moment voulu. Un rejet important de matières radioactives est un rejet pour lequel les mesures de protection hors du site qui sont d'application restreinte dans le temps et l'espace ne suffisent pas à protéger la population et l'environnement.

d'application restreinte dans le temps et l'espace suffisent à protéger la population et il y a suffisamment de temps pour les prendre.

Combinaisons d'événements et de défaillances

6.69. Lorsque les résultats d'un jugement technique et d'évaluations déterministes de la sûreté complétées, s'il y a lieu, par des évaluations probabilistes de celle-ci montrent que des combinaisons d'événements initiateurs postulés pourraient donner lieu à des conditions accidentelles, ces combinaisons d'événements sont considérées comme des accidents de dimensionnement ou incluses dans les conditions additionnelles de dimensionnement, en fonction essentiellement de leur probabilité. Certains événements pourraient résulter d'autres événements, comme une inondation faisant suite à un séisme. Ces effets consécutifs sont considérés comme faisant partie de l'événement initiateur postulé.

Prescription 23 : Dispositifs de sauvegarde

Le réacteur de recherche est doté de dispositifs de sauvegarde destinés à empêcher les incidents de fonctionnement prévus et les accidents de dimensionnement de se produire, ou à atténuer leurs conséquences s'il s'en produit.

6.70. Comme exemples de dispositifs de sauvegarde dans le cas d'un réacteur de recherche, on peut citer le système de refroidissement de secours du cœur et des moyens de confinement (en particulier, le système de ventilation de secours). Les prescriptions particulières applicables à ces systèmes et leurs caractéristiques supplémentaires sont énoncées aux paragraphes 6.128 à 6.137 et 6.164 à 6.166. Les autres dispositifs de sauvegarde, comme un second système de mise à l'arrêt ou une structure de confinement, sont aussi conçus conformément à ces prescriptions.

6.71. Les dispositifs de sauvegarde nécessaires et les fonctionnalités qu'ils doivent présenter sont déterminés d'après l'analyse de sûreté. Les accidents auxquels ces systèmes doivent permettre de faire face sont spécifiés et des analyses sont fournies pour démontrer que lesdits systèmes satisfont aux prescriptions. Les systèmes et sous-systèmes indispensables au bon fonctionnement des dispositifs de sauvegarde sont prévus.

6.72. Les différents modes de fonctionnement des dispositifs de sauvegarde, notamment leur degré d'automatisation et les conditions dans lesquelles un

surpasserment manuel se justifie sont déterminés en détail. Dans la conception des dispositifs de sauvegarde, il est tenu compte de ce qui suit :

- a) fiabilité des composants [notamment des systèmes auxiliaires et des systèmes d'appui nécessaires au fonctionnement des dispositifs de sauvegarde (voir prescription 60)], indépendance, redondance, caractère sûr en cas de défaillance, diversité et séparation physique des systèmes redondants, préférence donnée aux systèmes passifs par rapport aux systèmes actifs et séparation fonctionnelle des systèmes de sûreté redondants ;
- b) emploi de matériaux résistant aux conditions accidentelles postulées (pour ce qui est, par exemple, de l'intensité de rayonnement ou de la décomposition radiolytique) ;
- c) dispositions concernant la maintenance, les essais périodiques et l'inspection (y compris, si possible, dans des conditions simulant des accidents de dimensionnement) pour vérifier que les dispositifs de sauvegarde continuent à fonctionner ou sont prêts à remplir leurs fonctions de façon fiable et efficace en cas de besoin.

Prescription 24 : Fiabilité des constituants importants pour la sûreté

La fiabilité des constituants importants pour la sûreté dans le cas d'une installation de réacteur de recherche est à la mesure de leur importance pour la sûreté.

6.73. La conception des constituants importants pour la sûreté est propre à assurer que les équipements peuvent être homologués, achetés, installés, mis en service, exploités et maintenus de manière à être capables de résister, avec une fiabilité et une efficacité suffisantes, à toutes les conditions spécifiées dans leur base de conception.

6.74. Pour le choix de ces équipements, les modes tant de fonctionnement intempestif que de défaillance non sûre sont pris en considération. La préférence est donnée aux équipements qui présentent un mode de défaillance prévisible et connu et dont la conception facilite la réparation ou le remplacement.

6.75. Des limites maximales d'indisponibilité admissibles aux fins de l'exploitation du réacteur de recherche sont fixées dans le cas de certains constituants importants pour la sûreté en vue d'assurer une exécution fiable des fonctions de sûreté. Ces limites d'indisponibilité sont indiquées dans les limites et conditions d'exploitation.

Prescription 25 : Critère de défaillance unique

Le critère de défaillance unique est appliqué à chacun des groupes de sûreté prévus dans la conception du réacteur de recherche.

6.76. Une action intempestive est considérée comme un mode de défaillance dans l'application du critère de défaillance unique à un groupe ou système de sûreté.

6.77. Lors de la conception, la défaillance d'un composant passif est dûment prise en compte, à moins que l'analyse de défaillance unique n'ait démontré avec un degré de confiance élevé que la défaillance du composant en question était très improbable et que l'événement initiateur postulé n'aurait pas d'incidence sur sa fonction.

6.78. Les ensembles d'équipements multiples qui ne peuvent pas être testés séparément ne sont pas considérés comme redondants.

6.79. Pour le choix du degré de redondance, la possibilité que des défaillances susceptibles de dégrader la fiabilité ne soient pas détectées est prise en compte. Les défaillances possibles sont 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, soit on considère qu'une défaillance peut se produire à n'importe quel moment, soit on applique d'autres méthodes, comme la surveillance de constituants de référence, des méthodes de calcul validées ou des marges de sûreté prudentes²⁷.

Prescription 26 : Défaillances de cause commune

Lors de la conception des équipements d'une installation de réacteur de recherche, il est dûment tenu compte de l'éventualité de défaillances de cause commune de constituants importants pour la sûreté en vue de déterminer comment appliquer les concepts de diversité, de redondance, de séparation physique et d'indépendance fonctionnelle pour obtenir la fiabilité requise.

6.80. Le principe de la diversité est adopté autant que faire se peut après examen des inconvénients qui peuvent résulter de la complication des procédures d'exploitation, de maintenance et d'essai des différents équipements.

²⁷ 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.

Prescription 27 : Séparation physique et indépendance des systèmes de sûreté

Dans une installation de réacteur de recherche, toute interférence entre les systèmes de sûreté ou entre les éléments redondants d'un système est exclue par des moyens tels que la séparation physique, l'isolation électrique, l'indépendance fonctionnelle et l'indépendance en matière de communication (transfert de données), selon qu'il convient.

Prescription 28 : Conception sûre après défaillance

Le concept de sûreté après défaillance est pris en compte, selon qu'il convient, dans la conception des systèmes et des composants importants pour la sûreté dans le cas d'un réacteur de recherche.

6.81. Les systèmes et les composants importants pour la sûreté sont conçus de manière à rester sûrs en cas de défaillance, en sorte que leur défaillance ou celle d'un dispositif auxiliaire n'empêche pas l'exécution de la fonction de sûreté prévue.

Prescription 29 : Qualification des constituants importants pour la sûreté

Un programme de qualification est mis en œuvre dans le cas d'un réacteur de recherche pour vérifier que les constituants importants pour la sûreté seront en mesure de remplir leurs fonctions quand il le faudra et dans les conditions environnementales du moment, pendant toute leur durée de vie nominale, compte dûment tenu de l'état du réacteur pendant la maintenance et les essais.

6.82. Toutes les conditions environnementales et conditions de service raisonnablement envisageables dans des conditions de fonctionnement données sont prises en compte dans le programme de qualification.

6.83. Les conditions environnementales prises en compte dans le programme de qualification des constituants importants pour la sûreté dans un réacteur de recherche englobent leurs variations escomptées lors des incidents de fonctionnement prévus et des accidents de dimensionnement pour l'installation.

6.84. Le programme de qualification des constituants importants pour la sûreté prend en compte les effets du vieillissement liés à des facteurs environnementaux (tels que les vibrations, l'irradiation, l'humidité ou la température) pendant la

durée de vie utile escomptée des constituants. Lorsque les constituants importants pour la sûreté sont soumis à des événements externes d'origine naturelle pendant ou après lesquels ils sont censés remplir une fonction de sûreté, le programme de qualification reproduit dans la mesure du possible les conditions qui leur sont imposées par un tel événement en effectuant des essais ou des analyses ou les deux à la fois.

Prescription 30 : Conception aux fins de la mise en service

Lors de la conception d'une installation de réacteur de recherche, des caractéristiques sont prévues selon que de besoin pour faciliter sa mise en service, y compris celle des installations expérimentales. Ces caractéristiques de conception peuvent comprendre, par exemple, des dispositions permettant de l'exploiter avec des cœurs de transition aux caractéristiques diverses.

6.85. L'installation et l'enlèvement des équipements supplémentaires nécessaires uniquement pour la mise en service, tels que filtres, dispositifs de remplissage et de vidange et instruments, sont prévus lors de la conception.

Prescription 31 : Étalonnage, essais, maintenance, réparation, remplacement, inspection et surveillance des constituants importants pour la sûreté

Les constituants importants pour la sûreté dans le cas d'une installation de réacteur de recherche sont conçus pour être étalonnés, testés, maintenus, réparés ou remplacés, inspectés et surveillés, selon que de besoin, de manière à pouvoir remplir leurs fonctions et conserver leur intégrité dans toutes les conditions spécifiées dans leur base de conception.

6.86. Les constituants importants pour la sûreté sont conçus de manière à permettre de procéder à des essais fonctionnels afin de s'assurer qu'ils pourront remplir leurs fonctions de sûreté avec la fiabilité requise, et ils sont disposés de manière à pouvoir être 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.

6.87. Les facteurs importants à prendre en considération sont la facilité d'exécution des essais et des inspections, la mesure dans laquelle les conditions des essais et des inspections correspondent aux conditions réelles, et la nécessité de préserver l'efficacité de la fonction de sûreté durant les essais. Lorsque cela est possible et opportun, des circuits d'autotest sont installés dans les systèmes électriques et électroniques.

6.88. Les constituants importants pour la sûreté sont conçus et disposés de manière à pouvoir être inspectés, testés, maintenus et remplacés comme il convient, selon que de besoin. Le réacteur est aménagé de manière à ce que les activités d'étalonnage, d'essais, de maintenance, de réparation ou de remplacement, d'inspection et de surveillance soient facilitées et puissent être exécutées conformément aux codes et normes nationaux et internationaux sans que le personnel d'exploitation ne soit exposé indûment à des rayonnements. S'il n'est pas matériellement possible d'assurer un accès adéquat à un composant pour le tester, il est tenu compte, dans l'analyse de sûreté, de la possibilité que sa défaillance ne soit pas détectée.

6.89. Des dispositions sont prévues dans la conception du réacteur pour faciliter la maintenabilité et le remplacement des constituants importants pour la sûreté ainsi que l'inspection régulière en service.

Prescription 32 : Conception aux fins de la préparation et de la conduite des interventions d'urgence

Aux fins de la préparation et de la conduite des interventions d'urgence, la conception de l'installation du réacteur de recherche prévoit :

- a) un nombre suffisant d'itinéraires de secours, balisés de façon claire et durable et pourvus d'un éclairage de secours, d'une ventilation et d'autres services fiables qui sont essentiels pour une utilisation sûre de ces itinéraires ;**
- d) des moyens de communication efficaces répartis dans toute l'installation, destinés à être utilisés après tous les événements initiateurs postulés et dans des conditions accidentelles.**

6.90. L'installation de réacteur de recherche comporte 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 services fiables qui sont essentiels pour une utilisation sûre de ces itinéraires. Les itinéraires de secours satisfont aux prescriptions nationales relatives au zonage radiologique, à la protection contre l'incendie, à la sûreté industrielle et à la sécurité nucléaire (voir aussi la section 9) et prennent en compte les prescriptions internationales applicables.

6.91. Des systèmes d'alarme et des moyens de communication appropriés sont prévus afin que toutes les personnes présentes dans l'installation du réacteur et sur le site puissent être averties et recevoir des instructions en cas d'urgence.

La disponibilité des moyens de communication fiables et divers nécessaires aux fins de la sûreté est assurée à tout moment dans l'installation du réacteur²⁸, compte dûment tenu du fait que des événements initiateurs postulés peuvent la compromettre.

Prescription 33 : Conception aux fins du déclassement

Le déclassement d'une installation de réacteur de recherche est pris en compte dans la conception du réacteur et de ses installations expérimentales.

6.92. Dans la conception du réacteur de recherche et de ses installations expérimentales ou de leurs modifications éventuelles, les moyens de faciliter leur déclassement sont pris en considération [11]. À cette fin, il est tenu compte de ce qui suit :

- a) choix des matériaux, qui permet de réduire l'activation le plus possible dans la perspective du déclassement et de la gestion des déchets radioactifs, ainsi que de faciliter la décontamination ;
- b) optimisation de l'aménagement de l'installation et de ses voies d'accès, qui permet 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) gestion avant stockage définitif des déchets radioactifs produits lors de l'exploitation et du déclassement du réacteur, à savoir leur prétraitement, leur traitement, leur conditionnement et leur entreposage.

6.93. Tous les détails concernant les prescriptions de conception et les informations sur le site et la conception finale, la construction et la modification de l'installation, par exemple la caractérisation radiologique « de référence », de même que les plans d'aménagement de l'installation telle que construite et des traversées de tuyauteries et de câbles, sont conservés en tant qu'informations nécessaires pour le déclassement.

Prescription 34 : Conception aux fins de la radioprotection

Des dispositions sont prises dans une installation de réacteur de recherche pour faire en sorte que les doses reçues par le personnel d'exploitation, les utilisateurs du réacteur (expérimentateurs) et le public soient maintenues en

²⁸ Y compris dans la salle de commande supplémentaire, s'il y en a une.

deçà des limites de dose, à un niveau aussi bas que raisonnablement possible, et que les contraintes de dose correspondantes soient prises en considération.

6.94. Conformément à l'objectif fondamental de sûreté consistant à protéger les personnes et l'environnement (voir par. 2.1. du document SF-1 [1]) dans toutes les conditions de fonctionnement et les conditions accidentelles, des dispositions adéquates sont prises à la conception, sur la base du programme de radioprotection, pour les systèmes de blindage, de ventilation, de filtration et de décroissance radioactive (tels que les réservoirs de désactivation), et pour 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.

6.95. Les valeurs de dose utilisées aux fins de la conception sont fixées avec une marge suffisante pour assurer que les limites autorisées ne seront pas dépassées. La conception des systèmes de blindage, de ventilation, de filtration et de décroissance radioactive du réacteur et des installations qui y sont associées tient compte des incertitudes dans les pratiques d'exploitation ainsi que dans toutes les conditions de fonctionnement et lors d'accidents de dimensionnement.

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

6.97. La conception prévoit toutes dispositions nécessaires pour séparer les matières en fonction de leurs caractéristiques radiologiques, physiques et chimiques afin de faciliter leur manutention et de protéger les travailleurs et les autres personnels présents dans l'installation ainsi que le public au moyen d'un contrôle des accès. À cette fin, des espaces sont créés à l'intérieur de l'installation [dans les zones surveillées et les zones contrôlées (voir prescription 24 du document GSR Part 3 [7])], et classés en fonction de leur potentiel de danger. Ces espaces sont délimités et désignés clairement. Les surfaces sont conçues de manière à faciliter leur décontamination.

6.98. La conception prévoit 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

destinées à la neutronographie et à la boroneurothérapie), et des dispositions sont prises en vue de l'installation du blindage nécessaire pour l'utilisation future du réacteur et d'autres sources de rayonnements. Les évaluations des dangers et les dispositions relatives au blindage sont dûment prises en considération lors de l'utilisation des tubes à faisceaux et d'autres dispositifs expérimentaux.

6.99. Des dispositions sont prises pour maîtriser le rejet de substances radioactives et empêcher leur dispersion et une contamination de l'installation. Des systèmes de ventilation dotés d'une filtration appropriée sont prévus pour les conditions de fonctionnement et les conditions accidentelles.

6.100. La protection et la sûreté sont optimisées grâce à des dispositions prévues dans la conception et l'aménagement du réacteur et de ses dispositifs et installations d'expérimentation pour limiter l'exposition et la contamination due à toutes les sources. Ces dispositions consistent notamment à concevoir comme il convient les structures, systèmes et composants pour limiter l'exposition durant la maintenance, les essais et l'inspection en assurant une protection contre le rayonnement direct et diffusé, et à prévoir des moyens de surveiller et de contrôler l'accès au réacteur et à ses dispositifs et installations d'expérimentation.

6.101. Des dispositions sont prises à la conception en vue d'une manutention sûre des déchets radioactifs produits dans l'installation du réacteur de recherche. Des dispositions sont prises en ce qui concerne les installations de décontamination appropriées tant du personnel que des équipements ainsi que la manutention des déchets radioactifs résultant d'activités de décontamination.

6.102. Les équipements nécessitant de fréquentes opérations de maintenance ou une intervention manuelle sont situés dans des zones à faible débit de dose de manière à réduire l'exposition des travailleurs et des autres personnels dans l'installation.

Prescription 35 : Conception aux fins de l'optimisation de la performance des opérateurs

Les facteurs humains, y compris l'interface homme-machine, sont systématiquement pris en considération dès les premiers stades du processus de conception dans le cas d'une installation de réacteur de recherche et de ses installations expérimentales, et pendant tout ce processus.

6.103. S'il est nécessaire de recourir à des contrôles et procédures d'ordre administratif, il convient de veiller à la conception à ce que ces contrôles soient possibles et à ce que les procédures correspondantes soient applicables.

6.104. Les facteurs humains et l'application de principes ergonomiques sont pris en compte dans la conception de la salle de commande et des systèmes de réacteur.

6.105. L'interface homme-machine est conçue de manière à fournir aux opérateurs des informations exhaustives mais aisément gérables, dans les délais requis pour la prise de décision et l'intervention. Les informations dont l'opérateur a besoin pour prendre la décision d'agir sont présentées simplement et sans ambiguïté et permettent :

- a) d'évaluer l'état général de l'installation dans toutes les conditions ;
- b) de faire fonctionner l'installation en respectant les limites fixées pour les paramètres associés à ses systèmes et équipements (limites et conditions d'exploitation) ;
- c) de confirmer que les actions de sûreté permettant d'actionner les systèmes de sûreté sont déclenchées automatiquement au moment voulu et que les systèmes concernés fonctionnent comme prévu ;
- d) de déterminer si les actions de sûreté prévues doivent être déclenchées manuellement et à quel moment.

6.106. En ce qui concerne la présentation des informations sur les affichages et sur les instruments et les alarmes, la conception est propre à favoriser 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. Les informations dont l'opérateur a besoin pour prendre la décision d'agir sont présentées simplement et sans ambiguïté.

6.107. La conception aide le personnel d'exploitation à exécuter ses tâches et limite les effets des fausses manœuvres sur la sûreté. Dans le processus de conception, il est dûment prêté attention à l'aménagement de l'installation et des équipements, ainsi qu'aux procédures, y compris les procédures de maintenance et d'inspection, en vue de faciliter l'intervention du personnel d'exploitation sur les structures, systèmes et composants dans tous les états du réacteur de recherche.

Prescription 36 : Dispositions concernant l'utilisation sûre et la modification

Dans la conception d'une installation de réacteur de recherche, des dispositions sont prises en vue de l'utilisation et de la modification en toute sûreté du réacteur de recherche.

6.108. Les réacteurs de recherche sont souples par nature sur le plan opérationnel et peuvent se trouver dans différents états. Lors de la conception, des précautions sont prises en ce qui concerne l'utilisation et la modification du réacteur de recherche afin de faire en sorte que la configuration du réacteur soit connue à tout moment. Les équipements expérimentaux font l'objet d'une attention particulière, car :

- a) ils peuvent susciter directement des dangers en cas de défaillance ;
- b) ils peuvent susciter indirectement des dangers en compromettant la sûreté d'exploitation du réacteur ;
- c) ils peuvent contribuer à accroître le danger dû à un événement initiateur si ce dernier entraîne leur défaillance et que celle-ci influe sur la séquence d'événements.

6.109. Toute modification qu'il est proposé d'apporter au réacteur ou à une expérience et qui est susceptible d'avoir une grande importance pour la sûreté est conçue selon les mêmes principes que ceux qui s'appliquent au réacteur lui-même (voir par. 7.100 et 7.101). En particulier, tous les dispositifs expérimentaux sont pleinement compatibles pour ce qui est des matériaux utilisés, de l'intégrité structurale et des moyens de radioprotection. Lors de la conception de tous les dispositifs expérimentaux, les matières radioactives présentes ainsi que la production et le rejet d'énergie sont pris en compte.

6.110. Les modifications apportées aux réacteurs de recherche et aux dispositifs expérimentaux sont conçues de manière à ce que les moyens de confinement et le blindage du réacteur soient préservés. Dans le cas des dispositifs expérimentaux, les systèmes de protection sont conçus pour protéger à la fois les dispositifs et le réacteur. Un programme officiel de mise en service est établi pour les expériences et les modifications ayant une grande importance pour la sûreté.

6.111. Les prescriptions relatives à l'utilisation prévue du réacteur, y compris celles qui ont trait à la stabilité de la puissance, sont prises en compte dans la conception. La conception est telle que la réponse du réacteur et des systèmes qui y sont associés à une large gamme d'événements, y compris aux incidents de fonctionnement prévus, permette de l'exploiter de manière sûre.

Prescription 37 : Conception pour la gestion du vieillissement

La durée de vie nominale des constituants importants pour la sûreté d'une installation de réacteur de recherche est déterminée. Des marges appropriées sont prévues à la conception pour tenir dûment compte des mécanismes de vieillissement pertinents, tels que la fragilisation neutronique et l'usure, ainsi que de la possibilité d'une dégradation liée à l'âge, afin d'assurer que les constituants importants pour la sûreté puissent remplir leurs fonctions de sûreté requises dans les conditions de fonctionnement et les conditions accidentelles pendant toute leur durée de vie nominale. Le cycle de vie de la technologie utilisée et son éventuelle obsolescence sont pris en compte.

6.112. La conception d'un réacteur de recherche tient dûment compte du vieillissement physique, des effets de l'usure et de l'obsolescence dans toutes les conditions de fonctionnement pour lesquelles un composant est prévu, y compris les essais, la maintenance et les conditions de fonctionnement pendant et après un événement initiateur postulé.

6.113. Un programme de gestion du vieillissement prévoyant de soumettre les matériaux à des inspections et à des essais périodiques est mis en place et les résultats obtenus dans le cadre de ce programme sont utilisés pour vérifier à intervalles appropriés l'adéquation de la conception.

6.114. Lors de la conception, des dispositions sont 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. La gestion du vieillissement de l'installation du réacteur de recherche englobe celle des structures, systèmes et composants obsolètes et ainsi que des pièces de rechange.

Prescription 38 : Dispositions concernant les périodes d'arrêt prolongé

Lors de la conception de l'installation de réacteur de recherche, des dispositions sont prises pour assurer la sûreté de l'installation pendant les périodes d'arrêt prolongé.

6.115. Lors de la conception, des dispositions sont prévues pour répondre aux exigences liées aux périodes d'arrêt prolongé, par exemple à celle de maintenir l'état du combustible nucléaire, du fluide de refroidissement ou du modérateur et du gaz de couverture, à celle de préserver comme il convient les structures, systèmes et composants et à celle d'assurer la maintenance, les essais périodiques et l'inspections des structures, systèmes et composants pertinents. La présence

de poisons neutroniques à longue période dans le réflecteur, qui peut perturber le redémarrage du réacteur, est prise en considération.

Prescription 39 : Prévention de l'accès non autorisé aux constituants importants pour la sûreté ou de leur manipulation abusive

L'accès non autorisé aux constituants importants pour la sûreté d'une installation de réacteur de recherche, y compris le matériel informatique et les logiciels, ou leur manipulation abusive, sont empêchés.

6.116. Lors de la conception, des dispositions sont prises pour contrôler l'accès du personnel d'exploitation et des utilisateurs du réacteur, y compris le personnel et les véhicules d'intervention, à l'installation du réacteur et/ou aux équipements, une attention particulière étant accordée aux moyens d'empêcher que des personnes ou des biens ne pénètrent sur le site ou dans les bâtiments du site sans autorisation, en vue principalement de prévenir le vol ou l'enlèvement non autorisé de matières nucléaires ainsi que le sabotage (voir aussi section 9).

Prescription 40 : Prévention des interactions perturbatrices ou néfastes entre des systèmes importants pour la sûreté

Le potentiel d'interactions perturbatrices ou néfastes, dans une installation de réacteur de recherche, entre des systèmes importants pour la sûreté dont le fonctionnement simultané pourrait être nécessaire est évalué et toute interaction perturbatrice ou néfaste est empêchée.

6.117. Dans l'analyse du potentiel d'interactions perturbatrices ou néfastes entre des systèmes importants pour la sûreté, il est tenu dûment compte des interconnexions physiques entre ces systèmes et des effets possibles du fonctionnement normal ou intempestif ou du dysfonctionnement d'un système sur l'environnement local d'autres systèmes, afin de veiller à ce que la modification de l'environnement n'empêche pas les systèmes ou les composants de fonctionner comme prévu.

6.118. Si deux systèmes importants pour la sûreté et contenant des fluides sont interconnectés et fonctionnent à des pressions différentes, soit ils sont conçus tous deux pour résister à la pression la plus élevée, soit des dispositions sont prises pour empêcher que la pression nominale du système fonctionnant à la pression la plus basse ne soit dépassée.

Prescription 41 : Analyse de la sûreté de la conception

Il est procédé à une analyse de la sûreté de la conception d'une installation de réacteur de recherche dans le cadre de laquelle des méthodes d'analyse déterministe et, s'il y a lieu, des méthodes d'analyse probabiliste complémentaire sont appliquées afin que les problèmes de sûreté puissent être déterminés et évalués dans tous les états de l'installation.

6.119. Il est procédé à une analyse de la sûreté de la conception du réacteur de recherche. L'analyse de sûreté porte notamment sur la réponse de l'installation à une gamme d'événements initiateurs postulés (tels que dysfonctionnement ou défaillances d'équipements et de dispositifs expérimentaux, fausses manœuvres ou événements externes et internes) susceptibles de conduire à des incidents de fonctionnement prévus ou à des conditions accidentelles (voir aussi GSR Part 4 (Rev. 1) [12]). Ces analyses sont utilisées :

- a) comme base de conception pour les constituants importants pour la sûreté ;
- b) pour choisir les limites et conditions d'exploitation du réacteur ;
- c) pour élaborer les procédures d'exploitation, les programmes d'inspection et d'essais périodiques, les pratiques relatives à la tenue des dossiers, les calendriers de maintenance, les propositions de modifications et les plans d'urgence.

6.120. L'analyse de la sûreté donne l'assurance que le concept de défense en profondeur a été mis en œuvre et que les incertitudes ont été dûment prises en compte dans la conception.

6.121. L'analyse de sûreté porte notamment sur ce qui suit :

- a) caractérisation des événements initiateurs postulés qui sont appropriés ;
- 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'il est possible de gérer les incidents de fonctionnement prévus et les accidents de dimensionnement grâce à une réaction automatique des systèmes de sûreté et aux interventions prescrites des opérateurs ;
- e) description des conditions additionnelles de dimensionnement et des moyens d'y remédier ;

- f) définition des limites et conditions d'exploitation en fonctionnement normal ;
- g) analyse des systèmes de sûreté, des dispositifs de sauvegarde et des dispositifs de sûreté pour les conditions additionnelles de dimensionnement ;
- h) analyse des moyens de confinement.

6.122. Pour chaque événement initiateur postulé, des informations qualitatives et quantitatives sur ce qui suit sont prises en compte dans l'analyse de sûreté :

- a) paramètres d'entrée, conditions initiales, conditions aux limites, hypothèses, modèles, incertitudes et codes utilisés ;
- b) séquence d'événements et performance 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) calcul des termes sources ;
- h) évaluation des conséquences radiologiques.

6.123. Pour chaque séquence accidentelle envisagée, il est indiqué dans quelle mesure les systèmes de sûreté et les systèmes de procédé utilisables doivent fonctionner dans les conditions accidentelles. 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.

6.124. S'il y a lieu, l'analyse de la sûreté prend en considération les dispositifs expérimentaux sous l'angle à la fois de leur propre sûreté et de leurs effets sur le réacteur de recherche.

6.125. L'applicabilité des méthodes d'analyse, des hypothèses analytiques et du degré de prudence retenus utilisés dans la conception du réacteur de recherche est actualisée et vérifiée pour l'installation telle que construite.

PRESCRIPTIONS DE CONCEPTION PARTICULIÈRES

Bâtiments et structures

Prescription 42 : Bâtiments et structures

Les bâtiments et structures importants pour la sûreté d'une installation de réacteur de recherche sont conçus de manière à maintenir les intensités de rayonnement et les rejets radioactifs sur le site et hors du site à un niveau aussi bas qu'il est raisonnablement possible et en dessous des limites autorisées pour toutes les conditions de fonctionnement, pour les accidents de dimensionnement et, autant que possible, pour les conditions additionnelles de dimensionnement.

6.126. Les bâtiments et structures importants pour la sûreté sont conçus pour toutes les conditions de fonctionnement, pour les accidents de dimensionnement et, autant que possible, pour les conditions additionnelles de dimensionnement.

6.127. L'étanchéité requise du bâtiment-réacteur ou des autres bâtiments et structures contenant des matières radioactives ainsi que les prescriptions relatives au système de ventilation sont déterminées conformément à l'analyse de sûreté concernant le réacteur et son utilisation.

Prescription 43 : Moyens de confinement

Des moyens de confinement sont prévus dans le cas d'un réacteur de recherche pour assurer l'exécution des fonctions de sûreté suivantes ou y contribuer : i) confinement des substances radioactives dans les conditions de fonctionnement et dans les conditions accidentelles ; ii) protection du réacteur contre les événements externes d'origine naturelle et les événements d'origine humaine ; et iii) protection contre les rayonnements dans les conditions de fonctionnement et dans les conditions accidentelles.

6.128. Les moyens de confinement (voir note de bas de page 25) sont conçus de manière à assurer qu'un rejet de matières radioactives (produits de fission et produits d'activation) consécutif à un accident comportant une perturbation ou un endommagement du combustible nucléaire, des composants du cœur ou des dispositifs expérimentaux ne dépasse pas les limites acceptables. Les moyens de confinement peuvent comprendre des barrières physiques entourant les principales parties du réacteur de recherche qui contiennent des matières radioactives. Ces barrières sont conçues pour empêcher un rejet non programmé

de matières radioactives dans les conditions de fonctionnement, ou en atténuer les effets s'il s'en produit, lors des accidents de dimensionnement et, autant que possible, dans les conditions additionnelles de dimensionnement. Les barrières de confinement comprennent habituellement le bâtiment-réacteur en même temps que d'autres constituants. Ces derniers peuvent être 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.

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

6.130. Dans la conception des moyens de confinement, les effets de conditions extrêmes (ondes de pression ou 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 I, dans la mesure où ils sont pertinents (par exemple, incendie et hausses des pressions locales qui en résultent), sont pris en compte.

6.131. Les barrières sont conçues pour résister, avec des marges appropriées, aux contraintes de pression et de température calculées les plus élevées auxquelles on s'attend dans des conditions accidentelles de dimensionnement.

6.132. Le taux de rejet dans des conditions accidentelles et ses conséquences sont déterminés en tenant compte du terme source et d'autres paramètres comme l'étendue de la filtration, le point de rejet, les conditions environnementales ainsi que la pression et la température dans les conditions accidentelles de dimensionnement.

6.133. En cas d'accident (y compris d'accident pouvant entraîner une hausse de pression), les fuites à partir de la barrière sont maîtrisées grâce à des caractéristiques techniques appropriées afin d'éviter un rejet de matières radioactives dans l'environnement qui dépasse les limites acceptables.

6.134. Des dispositions propres à permettre de procéder à des essais de fonctionnement initiaux et périodiques pour contrôler les débits de fuite d'air et

de surveiller le bon fonctionnement du système de ventilation sont prévues à la conception.

6.135. Lorsque le confinement dépend de l'efficacité de filtres, des dispositions sont prévues à la conception, selon qu'il convient, pour effectuer des essais périodiques in situ de l'efficacité des filtres.

6.136. En ce qui concerne les structures et composants assurant la fonction de confinement, les recouvrements et revêtements sont conçus de manière à assurer leurs fonctions de sûreté et à réduire le plus possible les interférences avec d'autres fonctions de sûreté au cas où ils seraient détériorés.

6.137. Dans le cas des réacteurs de recherche qui présentent les dangers potentiels les plus élevés, une structure de confinement assure que tout rejet de matières radioactives serait maintenu en dessous des limites autorisées dans des conditions accidentelles de dimensionnement et en dessous des limites acceptables dans des conditions additionnelles de dimensionnement.

Cœur du réacteur et dispositifs associés

Prescription 44 : Conception du cœur et du combustible du réacteur

Les composants du cœur d'un réacteur de recherche ainsi que ses éléments et assemblages combustibles sont conçus de façon à conserver leur intégrité structurale et à résister de manière satisfaisante aux conditions régnant dans le cœur du réacteur dans toutes les conditions de fonctionnement et dans les conditions accidentelles de dimensionnement.

6.138. Des 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 sont prises en compte lors de la conception et de la qualification des éléments et assemblages combustibles, des réflecteurs et des autres composants du cœur.

6.139. Des analyses sont effectuées pour montrer 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 est évaluée. Les analyses en question sont étayées par des données expérimentales et par l'expérience en matière d'irradiation. Dans la conception des éléments combustibles, il est tenu

compte des prescriptions relatives à la gestion à long terme des éléments irradiés, qui peuvent comprendre leur retraitement ou leur conditionnement en vue d'un stockage définitif.

6.140. Toutes les configurations prévisibles du cœur du réacteur, depuis celle du cœur initial jusqu'à celle du cœur à l'équilibre, selon qu'il convient, sont envisagées lors de la conception du cœur. Les effets des dispositifs expérimentaux ou des matériaux insérés qui sont soumis à une irradiation sont aussi pris en compte. Dans le cas des assemblages souscritiques, cela consiste notamment à s'assurer que toutes ces configurations sont maintenues à l'état souscritique avec des marges justifiées.

6.141. 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) est conçu de manière à maintenir les paramètres pertinents en dessous des limites prédéterminées dans toutes les conditions de fonctionnement. Des dispositions sont envisagées à la conception pour surveiller les conditions physiques et l'intégrité du combustible. La conception est telle que le mouvement fortuit d'éléments de combustible ou de composants du cœur n'est pas possible (p. ex. du fait d'une poussée vers le haut liée au débit).

6.142. Le cœur du réacteur, y compris les éléments combustibles, les mécanismes de contrôle de la réactivité²⁹ et les dispositifs expérimentaux, est conçu et construit de façon à ne pas dépasser les limites de conception maximales admissibles déterminées pour toutes les conditions de fonctionnement. Une marge appropriée, notamment pour les incertitudes et les tolérances techniques, est prévue lors de l'établissement de ces limites.

6.143. Le cœur du réacteur est conçu de façon que le réacteur puisse être mis à l'arrêt, refroidi³⁰ et maintenu à l'état sous-critique avec une marge adéquate, dans toutes les conditions de fonctionnement et les conditions accidentelles. L'état final du cœur du réacteur est évalué pour certaines conditions additionnelles de dimensionnement.

²⁹ Les mécanismes de contrôle 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 ou de réflexion.

³⁰ Les prescriptions en matière de refroidissement ne s'appliquent pas nécessairement à certains types d'assemblages critiques et sous-critiques.

6.144. Chaque fois que possible, la conception du cœur du réacteur fait appel à des caractéristiques de sûreté intrinsèques afin de limiter le plus possible les conséquences de conditions accidentelles dues à des transitoires et des instabilités.

6.145. La conception et la construction du cœur d'un assemblage sous-critique sont telles que la criticité ne peut être atteinte pour aucune configuration du cœur (combustible, réflecteur et sources de neutrons, le cas échéant), température, modération et condition de réflexion.

Prescription 45 : Dispositions pour le contrôle de la réactivité

La conception d'un réacteur de recherche prévoit des moyens adéquats pour contrôler la réactivité.

6.146. Il est démontré dans la conception que le système de contrôle 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 accidents de dimensionnement, y compris les défaillances du système de contrôle lui-même.

6.147. Le ou les dispositifs de contrôle de la réactivité présentent une réactivité négative suffisante pour faire passer le réacteur dans un état sous-critique et le maintenir dans cet état dans toutes les conditions de fonctionnement et dans les conditions accidentelles, compte tenu des dispositifs expérimentaux contribuant le plus à la réactivité positive. Dans la conception des dispositifs de contrôle de la réactivité, les effets de l'usure et de l'obsolescence et ceux de l'irradiation, comme le taux de combustion, l'accumulation de poison et sa décroissance radioactive, les changements dans les propriétés physiques et la production de gaz, sont pris en compte. Cette prescription ne s'applique pas nécessairement à certains assemblages souscritiques ; toutefois, la sous-criticité est justifiée pour toutes les configurations (voir par. 6.145).

6.148. Le taux maximum d'accroissement de la réactivité positive autorisé par le système de contrôle de la réactivité ou par une expérience est spécifié et limité aux valeurs justifiées dans le rapport de sûreté et consigné dans les limites et conditions d'exploitation.

6.149. Si un assemblage sous-critique reste sous-critique dans toutes les conditions (même dans celles les plus réactives), des dispositifs de contrôle de la réactivité peuvent ne pas être nécessaires.

Prescription 46 : Systèmes de mise à l'arrêt du réacteur

Des moyens sont prévus dans un réacteur de recherche pour permettre de mettre le réacteur à l'arrêt dans les conditions de fonctionnement et les conditions accidentelles, ainsi que de le maintenir à l'arrêt pendant une longue période, avec des marges, même dans les conditions les plus réactives du cœur.

6.150. Un système d'arrêt automatique³¹ au moins est prévu à la conception. Il peut être nécessaire de prévoir un second système d'arrêt indépendant suivant les caractéristiques du réacteur, et cela est examiné soigneusement lors de la conception.

6.151. L'efficacité, la rapidité d'action et la marge d'arrêt³² du système d'arrêt du réacteur sont telles que les conditions et les limites de conception pour le combustible spécifiées dans le rapport de sûreté sont respectées.

6.152. Aucune défaillance unique dans le système de mise à l'arrêt n'est capable d'empêcher le système de remplir sa fonction de sûreté si besoin est.

6.153. Un dispositif permettant de déclencher manuellement l'arrêt d'urgence du réacteur est prévu. Un tel signal d'arrêt d'urgence manuel du réacteur est en outre incorporé dans le système de protection du réacteur. Celui-ci permet directement de mettre le réacteur à l'arrêt. La possibilité de déclencher manuellement l'arrêt d'urgence du réacteur ailleurs que depuis la salle de commande principale (par exemple depuis la ou les zones opérationnelle(s) du réacteur ou la salle de commande supplémentaire) est envisagée.

6.154. Une instrumentation est prévue et des essais sont effectués pour faire en sorte que les moyens de mise à l'arrêt soient dans l'état stipulé pour la condition considérée du réacteur.

³¹ Un assemblage sous-critique peut être 'mis à l'arrêt' par le retrait de la source de neutrons.

³² La marge d'arrêt est la réactivité négative prévue en plus de celle nécessaire pour maintenir le réacteur dans un état sous-critique pendant une durée illimitée, le dispositif de contrôle qui possède la valeur de réactivité la plus élevée ayant été retiré du cœur et toutes les expériences pouvant être déplacées ou modifiées pendant l'exploitation dans leur condition la plus réactive.

6.155. Il est démontré dans la conception que le système de mise à l'arrêt du réacteur fonctionnera correctement dans toutes les conditions de fonctionnement et qu'il conservera également sa capacité de mise à l'arrêt dans des conditions accidentelles, y compris les défaillances du système de commande lui-même.

Prescription 47 : Conception des systèmes de refroidissement et des systèmes connexes

Les systèmes de refroidissement dans le cas d'un réacteur de recherche sont conçus et construits de façon à assurer un refroidissement adéquat du cœur du réacteur.

6.156. Les systèmes contenant du fluide de refroidissement sont conçus de manière à se prêter à des essais et à des inspections préalables et en service pour détecter les fuites, les fissures et les ruptures fragiles susceptibles de se produire³³. Des caractéristiques matérielles assurant une lente propagation des défaillances sont envisagées lors de la conception.

6.157. Lors de la conception des réacteurs refroidis par eau, une attention particulière est accordée à la prévention du dénoyage du cœur.

6.158. Lorsque le système de refroidissement primaire n'est pas conçu pour refroidir le cœur après la mise à l'arrêt, un système distinct et fiable est prévu pour l'évacuation de la chaleur résiduelle.

6.159. Le critère de défaillance unique s'applique aux réacteurs qui font appel à des clapets³⁴ ou à des systèmes équivalents pour passer du refroidissement par circulation forcée au refroidissement par circulation naturelle, ou pour le refroidissement par circulation naturelle pendant l'exploitation, et auxquels ce mode fait partie du système de sûreté (ou est considéré comme un dispositif de sauvegarde). Des instruments permettant de vérifier leur fonctionnement et d'envoyer des signaux au système de protection du réacteur sont prévus.

³³ Certains assemblages critiques et sous-critiques n'exigent pas de système de refroidissement.

³⁴ Un clapet est une vanne passive qui s'ouvre lorsque le débit (pression) est inférieur à une valeur fixée afin qu'un système de circulation naturelle puisse se créer en cas de perte de la circulation forcée.

6.160. Si deux systèmes de refroidissement fonctionnant à des pressions différentes sont interconnectés, la prescription énoncée au paragraphe 6.118 s'applique.

6.161. Des dispositions sont prises lors de la conception pour contrôler le volume, la température et la pression du fluide de refroidissement dans toutes les conditions de fonctionnement de l'installation, compte dûment tenu des variations de volume et des fuites.

6.162. Des dispositions sont prises lors de la conception pour surveiller et contrôler les propriétés du fluide de refroidissement du réacteur (pH et conductivité de l'eau, par exemple) et/ou du modérateur, et pour éliminer les substances radioactives, y compris les produits de corrosion activés et les produits de fission, du fluide de refroidissement. Bien que les assemblages sous-critiques n'aient pas nécessairement besoin d'un système de refroidissement pour évacuer la chaleur, ces dispositions s'appliquent aux fluides contenus dans ces assemblages, en vue de préserver les éléments combustibles et les structures, systèmes et composants et d'éviter les rejets de matières radioactives.

6.163. Des caractéristiques de conception (telles que des systèmes de détection des fuites, des interconnexions appropriées et des possibilités d'isolement) ainsi qu'une redondance et une diversité appropriées sont prévues afin de satisfaire aux prescriptions énoncées aux paragraphes 6.73 à 6.81 avec une fiabilité suffisante pour chaque événement initiateur postulé. Ces mesures s'appliquent aussi aux assemblages sous-critiques.

Prescription 48 : Refroidissement de secours du cœur du réacteur

Un système de refroidissement de secours du cœur d'un réacteur de recherche est prévu, si besoin est, pour empêcher un endommagement du combustible en cas d'accident de perte de fluide de refroidissement.

6.164. Le système de refroidissement de secours du cœur est capable d'empêcher une défaillance importante du combustible pour la gamme d'accidents spécifiée dans la base de conception (p. ex., lors d'accidents de dimensionnement, l'endommagement du combustible et les rejets de matières radioactives sont maintenus dans les limites autorisées)³⁵. Des procédures

³⁵ Les assemblages critiques et sous-critiques n'ont pas nécessairement besoin de système de refroidissement de secours du cœur.

spéciales pour le refroidissement du cœur sont envisagées dans le cas de certaines conditions additionnelles de dimensionnement.

6.165. Pour les accidents de dimensionnement, le système de refroidissement de secours du cœur est conçu de manière à remplir la fonction pour laquelle il est prévu en cas de défaillance unique quelconque dans le système.

6.166. Le système de refroidissement de secours du cœur est conçu de manière à permettre d'inspecter périodiquement les composants et d'effectuer les essais fonctionnels périodiques appropriés pour en vérifier le fonctionnement.

Systèmes de contrôle-commande

Prescription 49 : Mise en place de systèmes de contrôle-commande

Une instrumentation est prévue dans le cas d'une installation de réacteur de recherche pour surveiller les valeurs de toutes les principales variables qui sont susceptibles d'influer sur la performance des principales fonctions de sûreté et des principales variables de procédé qui sont nécessaires à son exploitation sûre et fiable, pour déterminer l'état de l'installation dans des conditions accidentelles et pour prendre des décisions aux fins de la gestion des accidents. Des systèmes de commande appropriés et fiables sont prévus dans l'installation pour maintenir et limiter les variables de procédé pertinentes à l'intérieur des domaines de fonctionnement spécifiés.

6.167. Le réacteur est doté d'une instrumentation et de moyens d'enregistrement suffisants pour surveiller les paramètres importants du réacteur et l'état de ses équipements essentiels (y compris la position de la source de neutrons) et des dispositifs expérimentaux associés dans tous les états de l'installation. La réponse attendue de ces systèmes de contrôle-commande dans une situation d'urgence est évaluée et prise en compte dans les dispositions d'urgence (voir la publication GSR Part 7 [6]).

6.168. Le réacteur est doté des commandes appropriées, tant manuelles qu'automatiques selon qu'il convient, pour maintenir les paramètres dans les plages de fonctionnement spécifiées.

6.169. Dans la conception des systèmes de contrôle-commande, des sources de neutrons de démarrage et une instrumentation de démarrage dédiée sont prévues, selon qu'il convient, dans les conditions où elles sont nécessaires. Cette

prescription s'applique à la mise en service et au redémarrage après des arrêts de longue durée.

6.170. Des systèmes d'alarme sonores et visuels sont prévus, selon qu'il convient, pour avertir rapidement des modifications des conditions de fonctionnement du réacteur qui pourraient nuire à sa sûreté.

6.171. Il n'est généralement pas permis d'interconnecter les systèmes de contrôle-commande d'un réacteur et les systèmes de contrôle de dispositifs expérimentaux. Des exceptions ne sont permises que si de telles interconnexions sont impératives pour contrôler certains paramètres des dispositifs expérimentaux aux fins d'une exploitation sûre du réacteur.

Prescription 50 : Système de protection du réacteur

Un système de protection est prévu dans le cas d'un réacteur de recherche en vue de déclencher des interventions automatiques pour actionner les systèmes de sûreté nécessaires pour parvenir à un état sûr et le maintenir.

6.172. Le système de protection du réacteur est indépendant des autres systèmes et capable de surpasser des actions non sûres du système de commande.

6.173. Le système de protection du réacteur est capable de déclencher automatiquement les actions de sûreté requises pour toute la gamme des événements initiateurs postulés de manière à actionner les systèmes de sûreté nécessaires pour parvenir à un état sûr.

6.174. Le système de protection du réacteur est conçu de telle manière qu'une fois déclenchée automatiquement, la séquence d'actions protectrices est menée à terme et qu'aucune action manuelle ne sera nécessaire à bref délai après l'activation du système de protection du réacteur. Ces actions automatiques du système de protection du réacteur ne se remettent pas à zéro automatiquement, et une intervention délibérée des opérateurs est nécessaire pour revenir à l'exploitation normale.

6.175. La possibilité de contourner les dispositifs de verrouillage et de déclenchement du système de protection du réacteur pouvant se traduire par le contournement d'une fonction de sûreté est soigneusement évaluée et justifiée. Des moyens appropriés d'empêcher que les dispositifs de verrouillage et de déclenchement importants pour la sûreté ne soient contournés par inadvertance sont intégrés dans le système de protection du réacteur.

6.176. La conception du système de protection du réacteur est telle qu'aucune défaillance unique ne peut entraîner la perte des actions protectrices automatiques.

6.177. La fonction de protection du réacteur est conçue de manière à placer le réacteur dans un état sûr et à le maintenir dans cet état même si une défaillance de cause commune crédible se produit dans les systèmes de protection du réacteur.

6.178. Le système de protection du réacteur est conçu de manière à permettre des essais périodiques de sa fonctionnalité.

6.179. Lors de la conception, il est veillé à ce que des points de consigne puissent être fixés avec une marge entre le point de déclenchement et les limites de sûreté de sorte que l'action déclenchée par le système de protection du réacteur permette de maîtriser le processus avant que la limite de sûreté ne soit atteinte. Les facteurs à prendre en considération pour fixer cette marge sont notamment les suivants :

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

6.180. S'il est prévu d'utiliser un système informatisé dans un système de protection du réacteur, les prescriptions suivantes s'appliquent en plus de celles énoncées au paragraphe 6.176 :

- a) le matériel et les logiciels utilisés sont de grande qualité et de conception éprouvée ;
- b) l'ensemble du processus de développement, y compris le contrôle, les essais et la mise en service de la conception, fait l'objet d'une documentation systématique et peut être examiné ;
- c) afin de confirmer la fiabilité des systèmes informatisés, une évaluation systématique dûment consignée dans des documents et vérifiée est effectuée par des spécialistes indépendants des concepteurs et des fournisseurs ;
- d) une protection est assurée contre les interruptions accidentelles ou les interférences délibérées dans le fonctionnement du système.

6.181. Lorsque le haut niveau de fiabilité requis d'un système informatisé destiné à être utilisé dans un système de protection du réacteur ne peut pas être démontré avec un degré de confiance élevé, divers moyens permettant d'assurer les fonctions de protection sont prévus.

Prescription 51 : Fiabilité et testabilité des systèmes de contrôle-commande

Les systèmes de contrôle-commande des constituants importants pour la sûreté dans un réacteur de recherche sont conçus de manière à présenter une grande fiabilité fonctionnelle et à pouvoir être testés périodiquement dans une mesure en rapport avec l'importance de la (des) fonction(s) de sûreté à remplir.

6.182. Le degré de fiabilité requis est 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 est tenu 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).

6.183. Il est recouru autant que possible dans la conception à des techniques telles que la testabilité, avec possibilité d'autodiagnostic si nécessaire, à des caractéristiques de sûreté après défaillance, à la diversité fonctionnelle et à la diversité dans la conception des composants et des opérations en vue de prévenir la perte d'une fonction de sûreté.

Prescription 52 : Emploi d'équipements informatisés dans les systèmes importants pour la sûreté

Si un système important pour la sûreté dans un réacteur de recherche est tributaire d'équipements informatisés, des normes et pratiques appropriées pour le développement et l'essai du matériel et des logiciels informatiques sont élaborées et appliquées pendant toute la durée de vie du système, et en particulier tout au long du processus de développement des logiciels. L'ensemble du processus de développement fait l'objet d'un système intégré de gestion.

6.184. Dans le cas des équipements informatisés utilisés dans les systèmes de sûreté et les systèmes importants pour la sûreté :

- a) du matériel et des logiciels de haute qualité ainsi que les meilleures pratiques en la matière sont utilisés, conformément à l'importance du système pour la sûreté ;

- b) l'ensemble du processus de développement, y compris le contrôle, les essais et la mise en service des modifications de la conception, tient compte de toutes les phases du cycle de vie du système informatisé, fait l'objet d'une documentation systématique et peut être examiné ;
- c) une évaluation des équipements est conduite par des spécialistes indépendants de l'équipe de concepteurs et de l'équipe de fournisseurs pour donner l'assurance de sa haute fiabilité ;
- d) si la haute fiabilité requise des équipements ne peut pas être démontrée avec un degré de confiance élevé, divers moyens permettant d'assurer les fonctions de sûreté sont prévus (voir aussi paragraphe 6.181) ;
- e) les défaillances de cause commune dues à des logiciels sont prises en considération ;
- f) une protection est prévue contre une perturbation accidentelle ou une interférence délibérée dans le fonctionnement du système (les systèmes informatisés ainsi que les systèmes de communication et les réseaux importants pour la sûreté, y compris le système de protection du réacteur, sont protégés comme il convient contre les cyberattaques, jusqu'à et y compris la menace de référence [13]) ;
- g) les logiciels font l'objet d'une vérification et d'une validation appropriées ainsi que d'essais.

Prescription 53 : Salle de commande

Dans une installation de réacteur de recherche, il est prévu une salle de commande depuis laquelle l'installation peut être exploitée en toute sûreté dans toutes les conditions de fonctionnement, que ce soit automatiquement ou manuellement, et des mesures peuvent être prises pour maintenir le réacteur de recherche dans un état sûr ou pour le ramener à un tel état après des incidents de fonctionnement prévus et des conditions accidentelles.

6.185. Des mesures appropriées sont prises et des informations adéquates sont communiquées pour protéger les occupants de la salle de commande, pendant une longue période, contre des dangers comme de fortes intensités de rayonnement dus à des conditions accidentelles, des rejets de matières radioactives, un incendie ou des gaz explosifs ou toxiques. Voir aussi le paragraphe 6.91 pour les prescriptions relatives aux moyens de communication entre la salle de commande et la salle de commande supplémentaire ainsi que le centre d'urgence.

6.186. Une attention particulière est accordée à la détermination des événements qui pourraient se produire tant à l'intérieur qu'à l'extérieur de la salle de commande et compromettre la poursuite de son utilisation, et des mesures

pratiques sont prévues lors de la conception pour réduire le plus possible les conséquences de tels événements. Des itinéraires de secours pour les occupants sont prévus lors de la conception en cas d'événements nécessitant l'évacuation de la salle de commande.

6.187. La salle de commande est conçue de manière à prévoir une marge adéquate contre les risques naturels plus graves que ceux retenus pour la base de conception.

Prescription 54 : Salle de commande supplémentaire

La mise en place d'une salle de commande supplémentaire pour une installation de réacteur de recherche, distincte et fonctionnellement indépendante de la salle de commande principale, est envisagée lors de la conception.

6.188. Les moyens fournis dans la salle de commande supplémentaire (appelée parfois panneau de repli) sont suffisants pour assurer les fonctions de sûreté principales (mise à l'arrêt, refroidissement, confinement et surveillance de l'état de l'installation) en cas d'urgence. Des informations sur les paramètres importants et la situation radiologique dans l'installation et dans ses environs sont mises à disposition dans la salle de commande supplémentaire. Les systèmes conçus à cette fin sont considérés comme des constituants importants pour la sûreté. Une salle de commande supplémentaire peut ne pas être nécessaire pour des assemblages critiques et sous-critiques. Dans ce cas, la décision est justifiée par une analyse exhaustive.

Prescription 55 : Dispositifs d'intervention d'urgence sur le site

Une installation de réacteur de recherche comprend les dispositifs d'intervention d'urgence nécessaires sur le site. Leur conception est telle que le personnel sera en mesure de s'acquitter des tâches attendues pour gérer une situation d'urgence dans les conditions créées par des accidents ou des événements initiateurs.

6.189. Les informations sur les paramètres importants du réacteur et les conditions radiologiques dans l'installation de réacteur et sur le site, et les informations provenant des systèmes de surveillance et des laboratoires à utiliser pour déterminer si des mesures d'urgence sont nécessaires, ainsi que les informations à utiliser aux fins de l'évaluation continue sont fournies aux

dispositifs d'intervention d'urgence pertinents³⁶. Chacun de ces dispositifs offre des moyens de communication avec la salle de commande, la salle de commande supplémentaire et d'autres emplacements importants de l'installation et avec les organismes d'intervention sur le site et hors du site.

ALIMENTATIONS ÉLECTRIQUES

Prescription 56 : Systèmes d'alimentation électrique

La conception d'une installation de réacteur de recherche prévoit des systèmes normaux d'alimentation électrique fiables et envisage des systèmes d'alimentation électrique de secours fiables.

6.190. Une alimentation électrique fiable pour les fonctions de sûreté essentielles est disponible dans les conditions normales de fonctionnement et dans les conditions accidentelles.

6.191. Lors de la conception, la mise en place d'alimentations électriques sans coupure est envisagée dans le cas des systèmes de sûreté qui exigent une alimentation électrique continue, comme le système de protection du réacteur et le système de contrôle radiologique.

6.192. Dans la base de conception pour l'alimentation électrique de secours, il est dûment tenu compte des événements initiateurs postulés et des fonctions de sûreté associées à assurer pour déterminer les prescriptions relatives à la capacité, à la disponibilité et à la durée de l'alimentation électrique requise, ainsi que sa puissance et sa continuité.

Prescription 57 : Systèmes de radioprotection

Des équipements sont prévus dans l'installation de réacteur de recherche pour assurer un contrôle radiologique adéquat dans les conditions de fonctionnement et dans les conditions accidentelles.

³⁶ Les dispositifs d'intervention d'urgence et leurs emplacements sont examinés dans la publication GSR Part 7 [6]. Dans le cas des réacteurs de recherche, les dispositifs d'intervention d'urgence (qui sont distincts de la salle de commande et de la salle de commande supplémentaire) comprennent le centre d'urgence, ainsi que le centre d'appui technique et le centre d'appui opérationnel, selon le cas.

6.193. La conception des systèmes de radioprotection prévoit ce qui suit :

- a) débitmètres de dose fixes pour surveiller les débits de dose locaux aux endroits où se tient couramment le personnel d'exploitation et aux autres endroits où les variations des intensités de rayonnement dans les conditions de fonctionnement pourraient être telles que l'accès ne serait autorisé que pendant certaines périodes spécifiques (comme les zones des tubes à faisceau et les zones où se trouvent les sources de neutrons dans les assemblages sous-critiques) ;
- b) débitmètres de dose fixes pour indiquer les intensités générales de rayonnement en des endroits appropriés de l'installation dans les incidents de fonctionnement prévus et les conditions accidentelles. Ils fournissent des informations suffisantes à la salle de commande ou au poste de commande approprié pour que le personnel d'exploitation puisse engager des actions protectrices et des mesures correctives si besoin est ;
- c) détecteurs pour mesurer l'activité des substances radioactives présentes dans l'atmosphère dans les zones où se tient couramment le personnel, y compris celles où se déroulent des expériences, et où l'on peut prévoir que les niveaux d'activité en suspension dans l'air soient tels qu'ils exigent des mesures protectrices ;
- d) équipements fixes et 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 de réacteur de recherche ou dans l'environnement, dans les conditions de fonctionnement et dans les conditions accidentelles ;
- e) équipements fixes pour surveiller et contrôler les effluents avant ou pendant leur rejet dans l'environnement ;
- f) appareils pour mesurer la contamination radioactive des surfaces ;
- g) installations et équipements pour mesurer les doses reçues par le personnel et sa contamination ;
- h) surveillance radiologique aux portes et aux autres entrées de l'installation pour détecter les matières radioactives déplacées sans autorisation ou par le biais d'une contamination involontaire.

6.194. Parallèlement au contrôle radiologique à l'intérieur de l'installation, des dispositions sont prises aussi pour déterminer, au besoin, l'exposition et d'autres impacts radiologiques au voisinage de l'installation.

Prescription 58 : Systèmes de manutention et d'entreposage du combustible et des composants du cœur

Lors de la conception d'une installation de réacteur de recherche, des dispositions sont prises pour la manutention et l'entreposage sûrs du combustible et des composants du cœur neufs et irradiés.

6.195. Lors de la conception, des dispositions sont prises en vue de l'entreposage sûr d'un nombre suffisant d'éléments combustibles usés et de composants irradiés du cœur. Ces dispositions sont conformes aux programmes de gestion du cœur et de retrait ou de remplacement des éléments combustibles et des composants du cœur.

6.196. Des dispositions sont prises lors de la conception pour permettre à tout moment de décharger la totalité du combustible du cœur de manière sûre.

6.197. S'il y a lieu, les incidences de l'entreposage de combustible irradié et de composants irradiés du cœur pendant des périodes prolongées sont prises en considération lors de la conception.

6.198. Les systèmes de manutention et d'entreposage sont conçus de façon à :

- a) empêcher la criticité avec une marge adéquate, par des moyens physiques comme le recours à une géométrie appropriée et à des absorbeurs fixes ;
- b) permettre 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 un entreposage approprié des 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) éviter des niveaux de contraintes inacceptables dans les éléments combustibles ;
- i) identifier les différents éléments et assemblages combustibles et en assurer le suivi.

6.199. Les systèmes de manutention et d'entreposage du combustible irradié sont conçus de manière à permettre une évacuation de la chaleur et une protection adéquate dans les conditions de fonctionnement et les conditions accidentelles.

6.200. Les assemblages critiques et sous-critiques contenant rarement du combustible usé ou du combustible fortement irradié, les prescriptions relatives à la manutention et à l'entreposage du combustible usé ou du combustible fortement irradié ne s'appliquent pas nécessairement. Les autres prescriptions énoncées aux paragraphes 6.195 à 6.198 s'appliquent.

Prescription 59 : Systèmes de gestion des déchets radioactifs

Lors de la conception d'une installation de réacteur de recherche et de ses installations expérimentales associées, des dispositions sont prises pour renforcer la sûreté dans la gestion des déchets et réduire le plus possible la production de déchets radioactifs. Des systèmes sont prévus pour traiter les déchets radioactifs solides, liquides et gazeux afin de maintenir les quantités et les concentrations de rejets radioactifs à un niveau aussi bas que raisonnablement possible et en dessous des limites de rejet autorisées.

6.201. Des moyens appropriés de réduire l'exposition du personnel et les rejets radioactifs dans l'environnement, tels qu'un blindage et des systèmes de désactivation, sont envisagés lors de la conception et prévus si nécessaire.

6.202. Des moyens sont prévus à la conception pour la manutention, la collecte, le traitement, l'entreposage, l'enlèvement du site et le stockage définitif des déchets radioactifs. Lors de la manutention de déchets liquides radioactifs, des dispositions sont prises en vue de détecter les fuites et de récupérer les déchets, s'il y a lieu. Lors de la manutention de déchets gazeux radioactifs, des dispositions sont prises en vue de détecter les fuites ainsi que de prévenir leur rejet et de le maintenir en dessous des limites autorisées pour le rejet de matières radioactives.

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

Systèmes d'appui et systèmes auxiliaires

Prescription 60 : Performance des systèmes d'appui et des systèmes auxiliaires

Les systèmes d'appui et les systèmes auxiliaires d'un réacteur de recherche sont conçus de manière à ce que leur performance corresponde à l'importance pour la sûreté du système ou du composant qu'ils desservent dans le réacteur de recherche.

6.204. La défaillance d'un système auxiliaire, quelle que soit son importance pour la sûreté, n'est pas à même de compromettre la sûreté du réacteur. Des mesures adéquates sont prises pour empêcher le rejet de matières radioactives dans l'environnement en cas de défaillance d'un système auxiliaire contenant des matières radioactives.

Prescription 61 : Systèmes de protection contre l'incendie

Dans une installation de réacteur de recherche, des systèmes de protection contre l'incendie, notamment des systèmes de détection et d'extinction des incendies, des barrières de confinement des incendies et des systèmes de contrôle de fumée, sont prévus dans l'ensemble de l'installation, compte dûment tenu des résultats de l'analyse des risques d'incendie.

6.205. Les systèmes de protection contre les incendies installés dans le réacteur de recherche permettent de lutter de manière sûre contre les cas d'incendie postulés. Leur conception tient compte du risque de criticité accidentelle d'un assemblage critique ou sous-critique. Les risques d'incendie liés à des expériences sont pris en considération.

6.206. Les systèmes d'extinction des incendies peuvent au besoin être actionnés automatiquement. Ils sont conçus et disposés de façon que leur rupture ou leur déclenchement intempestif ou involontaire n'altère pas les capacités des constituants importants pour la sûreté.

6.207. Les systèmes de détection des incendies sont conçus pour émettre un signal d'alarme et fournir rapidement des informations sur le foyer et la propagation des incendies qui se déclarent dans l'installation de réacteur à n'importe quel moment.

6.208. Les systèmes de détection et d'extinction des incendies qui sont nécessaires pour assurer la protection contre un incendie éventuel après un événement initiateur postulé sont homologués comme il convient pour résister aux effets de cet événement.

6.209. Des matériaux incombustibles ou ignifuges et résistant à la chaleur sont utilisés partout où cela est possible dans l'installation, en particulier dans des emplacements tels que les moyens de confinement et les salles de commande.

Prescription 62 : Systèmes d'éclairage

Un éclairage adéquat est prévu dans toutes les zones d'exploitation d'une installation de réacteur de recherche dans les conditions de fonctionnement et dans les conditions accidentelles.

Prescription 63 : Équipement de levage

Un équipement est prévu pour lever et abaisser des constituants importants pour la sûreté dans une installation de réacteur de recherche ainsi que d'autres constituants se trouvant à proximité.

6.210. L'équipement de levage est conçu de façon que :

- a) des mesures soient prises pour éviter de lever des charges excessives, y compris celles pour les programmes expérimentaux ;
- b) des mesures de conception prudentes soient appliquées pour éviter la chute involontaire de charges pouvant affecter des constituants importants pour la sûreté ou créer un danger radiologique (un château de transport de combustible usé, par exemple) ;
- c) l'aménagement de l'installation permette le déplacement sûr de l'équipement de levage et des constituants transportés, conformément à l'analyse des voies assurant la sécurité du chargement ;
- d) un équipement de ce type destiné à être utilisé dans les zones où se trouvent des constituants importants pour la sûreté est qualifié sur le plan sismique ;
- e) un équipement de ce type puisse être inspecté périodiquement.

Prescription 64 : Systèmes de climatisation et de ventilation

Des systèmes de climatisation, de chauffage ambiant, de refroidissement ambiant et de ventilation sont prévus suivant les besoins dans les zones de l'installation de manière à maintenir les conditions ambiantes requises.

6.211. Des systèmes sont prévus pour la ventilation des bâtiments de l'installation de réacteur et dotés des moyens appropriés pour la climatisation et l'épuration de l'air afin :

- a) d'empêcher une dispersion inacceptable de substances radioactives en suspension dans l'air à l'intérieur de l'installation ;

- b) de ramener la concentration des substances radioactives en suspension dans l'air à des niveaux compatibles avec la nécessité pour le personnel de pouvoir accéder à la zone ;
- c) de maintenir la concentration des substances radioactives en suspension dans l'air dans l'installation de réacteur en dessous des limites autorisées et à un niveau aussi bas que raisonnablement possible ;
- d) de ventiler les salles contenant des gaz inertes ou nocifs sans compromettre la possibilité de maîtriser les effluents radioactifs ;
- e) de préserver l'efficacité requise du système de filtration et de maîtriser les rejets de matières radioactives gazeuses dans l'environnement et de les maintenir en dessous des limites de rejets autorisées et à un niveau aussi bas que raisonnablement possible.

Prescription 65 : Systèmes d'air comprimé

La base de conception de tout système d'air comprimé desservant un constituant important pour la sûreté dans une installation de réacteur de recherche spécifie la qualité, le débit et la pureté de l'air à fournir.

Prescription 66 : Dispositifs expérimentaux

Les dispositifs expérimentaux dans le cas d'un réacteur de recherche sont conçus de manière à ne pas nuire à la sûreté du réacteur dans toutes les conditions de fonctionnement ou conditions accidentelles. En particulier, ils sont conçus de façon que ni leur fonctionnement ni leur défaillance n'entraînent une modification inacceptable de la réactivité dans le réacteur, ne nuisent au fonctionnement du système de protection du réacteur, ne réduisent la capacité de refroidissement ou n'aient des conséquences radiologiques inacceptables.

6.212. Une base de conception est établie pour chaque dispositif expérimental associé directement ou indirectement au réacteur. Les dispositifs expérimentaux sont classés en fonction de leur importance pour la sûreté. Les matières radioactives présentes dans le dispositif expérimental et la production ou le rejet d'énergie auxquels ce dernier peut donner lieu sont pris en considération. Une analyse de la sûreté, notamment une analyse des dommages que les événements initiateurs postulés pour le réacteur causeraient aux dispositifs expérimentaux, est effectuée. Cette analyse porte aussi sur l'interaction entre les dispositifs expérimentaux et le réacteur (voir également par. 6.124)

6.213. Si cela est nécessaire pour la sûreté du réacteur et la sûreté de l'expérience, la conception prévoit une surveillance appropriée des paramètres des expériences dans la salle de commande du réacteur.

6.214. Les expériences et les dispositifs expérimentaux sont conçus de façon à faciliter leurs opérations de démantèlement, leur entreposage provisoire et leur stockage définitif.

7. EXPLOITATION DES INSTALLATIONS DE RÉACTEUR DE RECHERCHE

DISPOSITIONS ORGANISATIONNELLES

Prescription 67 : Responsabilités de l'organisme exploitant

L'organisme exploitant d'une installation de réacteur de recherche est responsable au premier chef de la sûreté d'exploitation de l'installation.

7.1. La responsabilité de la sûreté incombe avant tout à l'organisme exploitant de l'installation de réacteur de recherche. Cette responsabilité couvre toutes les activités directement ou indirectement liées à l'exploitation, y compris les activités relatives aux expériences³⁷. Elle englobe la supervision des activités de tous les autres groupes, tels que les concepteurs, les fournisseurs, les fabricants et les entrepreneurs, les employeurs, les sous-traitants et les expérimentateurs, ainsi que l'exploitation de l'installation de réacteur par l'organisme exploitant lui-même. Ce dernier exerce cette responsabilité conformément à son système de gestion [4].

7.2. L'organisme exploitant met en place une structure de gestion appropriée pour le réacteur de recherche et fournit l'ensemble de l'infrastructure nécessaire

³⁷ 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. Outre l'exploitation du réacteur, ces activités comprennent la maintenance, les essais et l'inspection ; la manutention du combustible et des matières radioactives, y compris la production de radio-isotopes ; l'installation, l'essai et l'exploitation des dispositifs expérimentaux ; l'utilisation des 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.

à la conduite des opérations du réacteur. L'organisation mise en place pour l'exploitation du réacteur (la direction du réacteur, voir la note de bas de page 21) comprend le directeur du réacteur³⁸ et le personnel d'exploitation. L'organisme exploitant veille à ce que des dispositions adéquates soient prises pour toutes les fonctions en rapport avec l'exploitation et l'utilisation sûres de l'installation de réacteur de recherche, par exemple pour la maintenance, les essais périodiques et l'inspection, la radioprotection, l'assurance de la qualité et les services d'appui pertinents.

7.3. La responsabilité de la sûreté du réacteur de recherche qui incombe à l'organisme exploitant n'est pas déléguée. Le directeur du réacteur de recherche assume la responsabilité directe de son exploitation sûre et il est investi des pouvoirs nécessaires à cette fin.

7.4. L'organisme exploitant définit, en conformité avec le système de gestion, les fonctions et les responsabilités afférentes aux postes clés de l'organisation mise en place pour l'exploitation du réacteur. En particulier, l'organisme exploitant définit clairement la structure hiérarchique et les lignes de communication entre le directeur du réacteur, le(s) comité(s) de sûreté, le groupe de radioprotection, les groupes de maintenance, le personnel chargé du système de gestion et les expérimentateurs.

7.5. Les postes pour lesquels une licence ou un certificat est exigé sont déterminés en conformité avec le cadre juridique de l'État. Les personnes occupant ces postes reçoivent une formation adéquate conformément aux prescriptions de l'organisme de réglementation (voir également par. 7.13 à 7.22). En particulier, conformément aux prescriptions réglementaires, le directeur du réacteur³⁹, les chefs de quart et les opérateurs du réacteur sont détenteurs d'un permis (une licence ou un certificat) délivré par l'organisme de réglementation, l'organisme exploitant ou une autre autorité compétente.

³⁸ Le directeur du réacteur est le membre de l'équipe de direction du réacteur à qui l'organisme 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.

³⁹ Il n'est pas nécessaire que le directeur du réacteur soit titulaire d'une licence pour exploiter le réacteur, mais il doit avoir suivi intégralement un programme de formation (voir par. 7.30).

7.6. En collaboration avec le fournisseur ou le concepteur, l'organisme exploitant assume la responsabilité générale de l'élaboration et de la bonne exécution du programme de mise en service (voir par. 7.51).

7.7. L'organisme exploitant élabore et diffuse des spécifications et des procédures conformément au classement des structures, systèmes et composants, ainsi qu'au système de gestion, en particulier pour l'acquisition, la fabrication, le chargement, l'utilisation, le déchargement, l'entreposage, le transport et les essais des constituants importants pour la sûreté, y compris le combustible et les composants du cœur ainsi que les autres matières fissiles neuves ou irradiées.

7.8. L'organisme exploitant établit des rapports récapitulatifs périodiques sur les questions de sûreté conformément aux prescriptions de l'organisme de réglementation et soumet ces rapports au comité de sûreté et à l'organisme de réglementation s'il y est tenu.

7.9. Il incombe à l'organisme exploitant d'assurer que :

- a) des politiques de sûreté sont diffusées et clairement comprises par tous ;
- b) son comité consultatif de sûreté est créé ;
- c) la conception permet d'exploiter le réacteur de façon sûre et le réacteur est construit conformément à la conception approuvée ;
- d) un rapport de sûreté adéquat est établi et tenu à jour, conformément à la Prescription 1 ;
- e) le processus de mise en service démontre que les prescriptions de conception ont été respectées et que le réacteur peut être exploité conformément aux hypothèses de conception ;
- f) un système de signalement et d'examen des événements anormaux est mis en place et administré ;
- g) des dispositions d'urgence sur site comprenant un plan et des procédures d'urgence sont mises en place et maintenues conformément à la publication GSR Part 7 [6] ;
- h) le réacteur de recherche est exploité et maintenu conformément aux prescriptions de sûreté par un personnel possédant les qualifications et l'expérience voulues, certifiées par les autorités compétentes ;
- i) le personnel assumant des responsabilités en rapport avec la sûreté d'exploitation a reçu une formation adéquate, un programme de formation et de recyclage est établi, exécuté et tenu à jour ainsi qu'examiné périodiquement afin d'en vérifier l'efficacité (voir aussi par. 7.28 à 7.31) ;
- j) des ressources, des installations et des services adéquats sont mis à disposition durant l'exploitation ;

- k) les informations sur les événements importants pour la sûreté devant être signalés à l'organisme de réglementation, y compris les évaluations de ces événements et les mesures correctives prévues, sont communiquées à l'organisme de réglementation ;
- l) la culture de sûreté est promue 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 favorisent une conduite sûre des activités pendant l'exploitation de l'installation (voir par. 4.1 et 4.4) ;
- m) un système intégré de gestion (voir note de bas de page 15) est établi et mis en œuvre suivant une approche graduée (voir par. 4.7 à 4.13) ;
- n) la direction du réacteur dispose de pouvoirs et de moyens suffisants pour s'acquitter efficacement de ses tâches ;
- o) le réacteur de recherche est exploité et maintenu conformément aux limites et conditions d'exploitation et aux procédures de conduite (voir par. 7.32 à 7.34 et 7.57 à 7.62) ;
- p) les matières fissiles et les matières radioactives qui sont utilisées ou produites sont sous contrôle ;
- q) l'expérience d'exploitation, y compris les informations sur l'expérience d'exploitation de réacteurs de recherche analogues, fait l'objet d'un examen minutieux visant à déceler tout signe précurseur de tendances néfastes pour la sûreté, de façon que des mesures correctives puissent être prises avant l'apparition de graves conditions préjudiciables et afin d'empêcher que cela se reproduise ;
- r) un programme d'exclusion des corps étrangers est mis en œuvre et fait l'objet d'un suivi, conformément aux prescriptions réglementaires.

Prescription 68 : Structure et fonctions de l'organisme exploitant

La structure de l'organisme exploitant d'une installation de réacteur de recherche et les fonctions, rôles et responsabilités de son personnel sont définis et consignés dans des documents.

7.10. Les responsabilités fonctionnelles, les chaînes hiérarchiques et les lignes de communication internes et externes nécessaires à l'exploitation sûre du réacteur de recherche dans tous les états de fonctionnement et dans les conditions accidentelles sont clairement spécifiées par écrit.

7.11. La structure organisationnelle et les dispositions concernant l'exercice des responsabilités sont consignées dans le rapport de sûreté et communiquées au personnel et, si nécessaire, à l'organisme de réglementation. La structure de l'organisme exploitant est définie de sorte que tous les rôles essentiels pour une

exploitation sûre sont spécifiés et décrits. Les modifications organisationnelles qu'il est proposé d'apporter à la structure et aux dispositions connexes qui pourraient être importantes pour la sûreté sont analysées à l'avance par l'organisme exploitant et soumises à l'approbation de l'organisme de réglementation.

7.12. L'organisme exploitant est chargé de veiller à ce que les connaissances, le savoir-faire, les attitudes et les compétences de sûreté nécessaires soient disponibles dans le réacteur de recherche, à ce que les objectifs à long terme en matière de ressources humaines soient atteints et à ce que des politiques de préservation des connaissances soient élaborées.

Prescription 69 : Personnel d'exploitation

L'organisme exploitant d'une installation de réacteur de recherche confie au directeur du réacteur la responsabilité directe de l'exploitation sûre du réacteur et lui donne les pouvoirs nécessaires à cette fin. Le directeur du réacteur assume la responsabilité générale de tous les aspects de l'exploitation, de la formation, de la maintenance, des essais périodiques, de l'inspection, de l'utilisation et de la modification du réacteur, ainsi que des formations associées. L'exercice de cette responsabilité constitue la tâche principale du directeur du réacteur.

Directeur du réacteur

7.13. Le directeur du réacteur définit 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 communication entre ses membres. Les tâches, responsabilités et lignes de communication des autres personnels participant à l'exploitation ou à l'utilisation du réacteur (personnel d'appui technique et expérimentateurs par exemple) sont aussi définies clairement par écrit.

7.14. Le directeur du réacteur définit les effectifs minimaux requis dans les diverses disciplines pour assurer la sûreté d'exploitation dans toutes les conditions de fonctionnement du réacteur de recherche, conformément aux limites et conditions d'exploitation, en précisant à la fois le nombre de personnes requises et les tâches pour lesquelles elles ont besoin d'une autorisation. La personne qui possède les qualifications voulues pour superviser directement l'exploitation du réacteur et qui assume la responsabilité de cette supervision est en tout temps clairement désignée. Le personnel qui devrait être disponible pour

faire face à des conditions accidentelles est également précisé (voir également la prescription 21 de la publication GSR Part 7 [6]).

7.15. Il incombe au directeur du réacteur de veiller à ce que le personnel choisi pour l'exploitation du réacteur bénéficie de la formation et des recyclages nécessaires pour une exploitation sûre et efficace du réacteur et que la formation et les recyclages en question soient évalués comme il convient. Des formations adéquates aux procédures à suivre en conditions de fonctionnement et en conditions accidentelles sont organisées (voir par. 7.57 à 7.62 de la présente publication et la prescription 25 de la publication GSR Part 7 [6]).

7.16. Malgré la présence de radioprotectionnistes indépendants (voir par. 7.23), le personnel d'exploitation, y compris le personnel d'appui technique et les expérimentateurs, reçoit une formation appropriée à la radioprotection avant son entrée en fonction. Des cours de remise à niveau sur la radioprotection opérationnelle sont organisés périodiquement.

7.17. Le programme détaillé relatif à l'exploitation du réacteur de recherche et à son utilisation pour des expériences est établi à l'avance et soumis à l'approbation du directeur du réacteur.

7.18. Le directeur du réacteur est responsable de toutes les activités associées à la gestion du cœur et à la manutention du combustible et de toute autre matière fissile et prend des dispositions pour ces activités.

7.19. Le directeur du réacteur examine périodiquement l'exploitation du réacteur de recherche, y compris les expériences, et prend des mesures correctives appropriées pour remédier à tout problème décelé. Il sollicite l'avis du ou des comités de sûreté ou fait appel à des conseillers pour examiner les questions de sûreté importantes qui se posent à l'occasion de la mise en service, de l'exploitation, de la maintenance, des essais périodiques et de l'inspection, ainsi que de la modification du réacteur et des expériences (voir par. 7.26).

Personnel d'exploitation

7.20. Le personnel d'exploitation fait fonctionner l'installation conformément aux limites et conditions d'exploitation et aux procédures de conduite approuvées (voir par. 7.32 à 7.34 et 7.57 à 7.62). Le nombre et le type d'agents d'exploitation requis dépendent de caractéristiques de conception du réacteur telles que le niveau de puissance, le cycle de fonctionnement et l'utilisation.

7.21. Tout membre du personnel d'exploitation qui est titulaire d'une licence ou d'une autorisation est habilité à mettre le réacteur à l'arrêt pour des raisons de sûreté.

7.22. L'organisme exploitant crée un groupe de maintenance chargé d'exécuter les programmes de maintenance, d'essais périodiques et d'inspection, tels que définis aux paragraphes 7.38 et 7.39.

Personnel de radioprotection

7.23. Un groupe de radioprotection chargé d'établir et d'exécuter un programme de radioprotection et de conseiller la direction du réacteur et l'organisme exploitant pour les questions de radioprotection est créé. Cette question est traitée dans la Prescription 84, aux paragraphes 7.107 à 7.114.

Personnel d'appui supplémentaire

7.24. L'organisme exploitant prend des dispositions selon que de besoin pour le personnel technique supplémentaire⁴⁰, par exemple les formateurs, les agents de sûreté et les spécialistes de la chimie des réacteurs.

7.25. L'organisme exploitant prend les dispositions nécessaires pour qu'une assistance puisse être fournie par le personnel de sous-traitants en cas de besoin.

Comité de sûreté du réacteur

7.26. Le comité de sûreté (ou groupe consultatif) du réacteur conseille le directeur du réacteur au sujet des questions de sûreté liées à l'exploitation et à l'utilisation quotidiennes du réacteur. En particulier, le comité de sûreté examine l'adéquation et la sûreté des expériences et des modifications proposées, et fait des recommandations au directeur du réacteur au sujet des mesures à prendre.

7.27. Indépendamment des conseils du comité de sûreté de l'organisme exploitant (voir la prescription 6), le directeur du réacteur (voir par. 7.3) est habilité à refuser ou différer l'exécution d'une expérience ou d'une modification qu'il considère comme non sûre et à renvoyer la proposition la concernant à une autorité supérieure pour complément d'examen.

⁴⁰ Il est possible que les installations à faibles risques potentiels n'aient pas besoin de pourvoir ces postes. Toutefois, les fonctions correspondantes doivent être prises en charge dans ces installations.

Prescription 70 : Formation, recyclage et qualification du personnel

L'organisme exploitant d'une installation de réacteur de recherche veille à ce que les fonctions liées à la sûreté soient remplies par un personnel dûment qualifié, compétent et apte à exercer ces fonctions.

7.28. L'organisme exploitant définit clairement les qualifications et compétences exigées afin de veiller à ce que le personnel chargé des fonctions liées à la sûreté soit capable de s'en acquitter de manière sûre. Une autorisation officielle ou une licence peut être requise pour certains postes d'exploitation.

7.29. Un personnel dûment qualifié est sélectionné et reçoit la formation théorique et pratique nécessaire pour pouvoir s'acquitter correctement de ses tâches dans différents états de fonctionnement et dans des conditions accidentelles, conformément aux procédures appropriées. Les fonctions liées à la sûreté sont assumées par un personnel dûment qualifié, compétent et apte à exercer ces fonctions.

7.30. Des programmes de formation et de recyclage adéquats sont mis sur pied et maintenus à l'intention du personnel d'exploitation, y compris le directeur du réacteur, les chefs de quart, les opérateurs du réacteur, le personnel de radioprotection, le personnel de maintenance et les autres personnes travaillant dans l'installation de réacteur de recherche. Le programme de formation comprend des dispositions prévoyant une confirmation périodique des compétences du personnel, consignée dans un dossier, et des cours de remise à niveau réguliers. Ces derniers prévoient aussi un recyclage du personnel qui n'a pas exécuté les tâches autorisées depuis longtemps. La formation met l'accent sur l'importance de la sûreté dans tous les aspects de l'exploitation du réacteur et promeut une culture de sûreté.

7.31. Des procédures de validation sont mises en place en vue de vérifier l'efficacité de la formation et la qualification du personnel.

Prescription 71 : Limites et conditions d'exploitation

L'organisme exploitant d'une installation de réacteur de recherche veille à ce que le réacteur de recherche soit exploité conformément aux limites et conditions d'exploitation.

7.32. C'est sur les limites et conditions d'exploitation que se fonde, pour une part importante, l'autorisation d'exploiter l'installation de réacteur de recherche

accordée à l'organisme exploitant. L'installation est exploitée dans ces limites et conditions afin d'éviter les situations pouvant conduire à des incidents de fonctionnement prévus ou à des conditions accidentelles, et d'atténuer les conséquences de ces événements s'il s'en produit. Les limites et conditions sont établies de manière à assurer que le réacteur est exploité conformément aux hypothèses et objectifs de la conception, ainsi qu'aux conditions de la licence.

7.33. Les limites et conditions d'exploitation sont conformes aux dispositions de la conception finale, telle que décrite dans le rapport de sûreté. L'ensemble de limites et conditions d'exploitation 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 à la surveillance, aux essais et à la maintenance et les prescriptions administratives, est défini et soumis à l'organisme de réglementation pour examen et évaluation avant le commencement de l'exploitation. Toutes les limites et conditions d'exploitation sont étayées par un exposé écrit ou une analyse indiquant pourquoi elles ont été adoptées.

7.34. Les limites et conditions d'exploitation sont définies de façon adéquate, établies clairement et étayées comme il convient (p. ex. par des indications claires pour chacune d'elles sur son objet, son applicabilité et sa spécification, c'est-à-dire la limite spécifiée et ses fondements). Le choix et les valeurs des limites et conditions d'exploitation sont fondés sur l'analyse de la sûreté, sur la conception du réacteur ou sur des éléments liés à la conduite des opérations, concordent de manière démontrable avec le rapport de sûreté actualisé, tiennent compte de l'état actuel du réacteur et correspondent aux conditions de la licence imposées par l'organisme de réglementation.

Limites de sûreté

7.35. Des limites de sûreté sont fixées en vue de préserver l'intégrité des barrières de protection physiques contre le rejet incontrôlé de matières radioactives ou les expositions supérieures aux limites réglementaires.

Points de consigne des systèmes de sûreté

7.36. Les points de consigne des systèmes de sûreté sont définis de manière à ce que les limites de sûreté ne soient pas dépassées.

Conditions limitatives pour la sûreté d'exploitation

7.37. Des conditions limitatives pour la sûreté d'exploitation sont définies afin de faire en sorte qu'il existe des marges acceptables entre les valeurs normales d'exploitation et les points de consigne des systèmes de sûreté. Les conditions limitatives pour la sûreté d'exploitation comportent des valeurs limites pour les paramètres d'exploitation, des prescriptions concernant la disponibilité minimale des équipements utilisables et les effectifs minimums ainsi que des mesures prescrites à prendre par le personnel d'exploitation pour préserver les points de consigne du système de sûreté.

Prescriptions concernant la maintenance, les essais périodiques et l'inspection

7.38. Des prescriptions concernant la fréquence et l'étendue des inspections, des essais périodiques et de la maintenance, des contrôles d'exploitabilité et des étalonnages sont établies pour tous les constituants importants pour la sûreté en vue d'assurer la conformité au rapport de sûreté.

7.39. Les prescriptions en matière de maintenance, de surveillance, d'essais périodiques et d'inspection comprennent une spécification qui définit clairement les objectifs et l'applicabilité, prescrit la fréquence d'exécution des activités et fixe des critères concernant les écarts acceptables. Afin d'assurer la souplesse d'exploitation, la spécification prescrit la fréquence des activités en définissant des intervalles moyens et un intervalle maximum à ne pas dépasser. Les dépassements de l'intervalle maximum sont justifiés et soumis à approbation, et des mesures de sûreté sont mises en place si nécessaire.

Prescriptions administratives

7.40. Les limites et conditions d'exploitation comprennent des prescriptions ou des contrôles administratifs portant sur la structure organisationnelle 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 recyclage du personnel de l'installation, les procédures d'examen et d'audit, les modifications, les expériences, les dossiers et les rapports ainsi que les mesures requises à la suite de la violation de ces limites et conditions d'exploitation.

Violations des limites et conditions d'exploitation

7.41. En cas d'écart dans l'exploitation du réacteur par rapport à une ou plusieurs limites ou conditions d'exploitation, des mesures correctives sont prises.

7.42. Il est prescrit que ces mesures sont prises par le personnel d'exploitation dans le délai alloué en cas de violation d'une condition limitative pour la sûreté d'exploitation. La direction du réacteur mène une enquête sur la cause et les conséquences de cette violation, et prend les mesures appropriées pour éviter qu'elle se reproduise. L'organisme de réglementation est avisé en temps voulu.

7.43. En cas de dépassement d'une limite de sûreté, le réacteur est mis à l'arrêt et maintenu dans un état sûr, et les constituants importants pour la sûreté qui sont concernés sont inspectés. En pareilles circonstances, l'organisme de réglementation est rapidement avisé, l'organisme exploitant mène une enquête sur la cause et un rapport est soumis à l'organisme de réglementation pour évaluation avant le redémarrage du réacteur.

Prescription 72 : Exécution des activités liées à la sûreté

L'organisme exploitant d'une installation de réacteur de recherche veille à ce que les activités liées à la sûreté soient analysées et contrôlées comme il convient afin d'assurer que les risques associés aux effets nocifs des rayonnements ionisants soient maintenus à un niveau aussi bas que raisonnablement possible.

7.44. Toutes les activités d'exploitation courantes et inhabituelles sont évaluées en vue de déterminer les risques liés aux effets nocifs des rayonnements ionisants qu'elles peuvent présenter. Le niveau d'évaluation et de contrôle dépend de l'importance des tâches pour la sûreté.

7.45. Toutes les activités importantes pour la sûreté sont menées conformément à des procédures écrites approuvées afin d'assurer que le réacteur de recherche est exploité dans les limites et conditions d'exploitation établies. Des marges acceptables sont prévues entre les valeurs normales d'exploitation et les points de consigne établis pour les systèmes de sûreté afin d'éviter un actionnement par trop fréquent des systèmes de sûreté (voir par. 7.37).

7.46. Aucune expérience n'est conduite sans examen ou justification adéquat. S'il est nécessaire d'effectuer une opération ou un essai inhabituel non prévu par les procédures de conduite existantes, un examen spécifique de la sûreté est mené

et une procédure spéciale est établie et soumise à approbation conformément à la réglementation nationale ou à d'autres règlements pertinents.

MISE EN SERVICE

Prescription 73 : Programme de mise en service

L'organisme exploitant d'une installation de réacteur de recherche veille à ce qu'un programme de mise en service soit établi et exécuté.

7.47. Un programme adéquat de mise en service est établi en vue de tester les composants et les systèmes du réacteur après leur construction ou leur modification afin de démontrer qu'ils sont conformes à l'objectif de conception et satisfont aux critères de performance. Ce programme couvre tout l'éventail des conditions de l'installation à prendre en compte dans la conception. Il définit une organisation et les responsabilités en ce qui concerne la mise en service, les étapes de celle-ci, les essais auxquels il convient de soumettre les structures, systèmes et composants 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 défauts et les écarts ainsi que la documentation requise.

7.48. Au cours de la construction et de la mise en service, une comparaison est établie entre l'installation du réacteur telle que construite et ses paramètres de conception. Un processus détaillé est mis en place dans le cadre du système de gestion de l'organisme exploitant pour remédier aux défauts de conformité dans la conception, la fabrication, la construction et l'exploitation. Les solutions prévues pour corriger les divergences par rapport à la conception initiale et remédier aux défauts de conformité sont consignées par écrit et examinées avant le début de la mise en service.

7.49. Le programme détaillé de mise en service est soumis au comité de sûreté et à l'organisme de réglementation et fait l'objet d'un examen et d'une évaluation appropriés avant d'être exécuté.

7.50. Les dispositifs expérimentaux et leur impact potentiel sur le fonctionnement du réacteur sont dûment pris en compte lors de la mise en service de celui-ci. Ces dispositifs font l'objet d'un programme adéquat de mise en service avant d'entrer en fonction.

Organisation et responsabilités en ce qui concerne la mise en service

7.51. L'organisme exploitant, les concepteurs et les fabricants participent à l'établissement et à l'exécution du programme de mise en service. Le processus de mise en service prévoit une coopération entre l'organisme exploitant et le fournisseur en tant que moyen efficace de familiariser l'organisme exploitant avec les caractéristiques du réacteur considéré. L'organisme de réglementation et l'organisme exploitant restent en liaison étroite pendant toute la durée de la mise en service. En particulier, les résultats et les analyses des essais qui ont une incidence directe sur la sûreté sont mis à la disposition du comité de sûreté et de l'organisme de réglementation pour examen et approbation, selon qu'il convient.

Essais de mise en service et étapes du processus

7.52. Les essais de mise en service sont répartis en groupes fonctionnels et exécutés selon une séquence logique. Cette séquence comprend les essais préopérationnels, les essais de criticité initiaux, les essais à faible puissance, les essais de montée en puissance et les essais en puissance. Une séquence d'essais ne commence pas tant que les étapes précédentes requises n'ont pas été menées à bien. Le programme de mise en service est donc divisé en étapes, qui sont habituellement organisées selon la séquence suivante :

- a) étape A : essais préalables au chargement du combustible ;
- b) étape B : essais de chargement du combustible, essais de criticité initiaux et essais à faible puissance⁴¹ ;
- c) étape C : essais de montée en puissance et essais en puissance.

Procédures et rapports concernant la mise en service

7.53. Avant le début des essais, des procédures sont établies, examinées et soumises à approbation pour chaque essai de mise en service. Les activités de mise en service sont exécutées conformément aux procédures écrites approuvées. Si nécessaire, celles-ci prévoient des points d'arrêt obligatoire pour la notification et l'intervention du comité de sûreté, d'organismes extérieurs, des fabricants et de l'organisme de réglementation.

⁴¹ Les essais de criticité initiaux, les essais à faible puissance et l'étape C du programme de mise en service peuvent ne pas s'appliquer aux assemblages sous-critiques, sous réserve que leur sous-criticité ait été vérifiée (par ex. par le calcul de $1/M$, où M est le facteur de multiplication des neutrons à l'état sous-critique).

7.54. Le programme de mise en service prévoit des dispositions et des procédures concernant les audits, examens et vérifications destinés à assurer que le programme a été exécuté comme prévu et que ses objectifs ont été pleinement atteints. Des dispositions sont également prévues pour remédier à tout écart ou défaut décelé au cours des essais de mise en service.

7.55. Des procédures de mise en service précisant l'étendue, l'ordre et les résultats escomptés de ces essais sont établies de manière suffisamment détaillée et conformément aux prescriptions en matière d'assurance de la qualité. Les rapports concernant la mise en service sont conservés pendant toute la durée de vie de l'installation, y compris la phase de déclassement. Ils portent sur ce qui suit :

- a) objet des essais et résultats escomptés ;
- b) dispositions de sûreté à appliquer pendant les essais ;
- c) précautions et conditions préalables ;
- d) procédures d'essai ;
- e) rapports d'essais, qui comprennent une synthèse et une analyse des données recueillies, ainsi qu'une évaluation des résultats, et indiquent les défauts éventuels et les mesures correctives qui peuvent être nécessaires.

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

Prescription 74 : Procédures de conduite

Il est établi des procédures de conduite qui s'appliquent intégralement (pour le réacteur de recherche et ses installations associées) au fonctionnement normal, aux incidents de fonctionnement prévus et aux conditions accidentelles, conformément à la politique de l'organisme exploitant et aux prescriptions de l'organisme de réglementation.

7.57. Des procédures sont élaborées pour le fonctionnement normal en vue d'assurer que le réacteur est exploité dans les limites et conditions d'exploitation.

7.58. Des procédures de conduite sont élaborées pour toutes les opérations liées à la sûreté qui peuvent être exécutées pendant toute la durée de vie de l'installation, y compris :

- a) la mise en service ;
- b) le fonctionnement normal⁴² ;
- c) la maintenance des principaux composants ou systèmes susceptibles d'influer sur la sûreté du réacteur ;
- d) les inspections, étalonnages et essais périodiques des structures, systèmes et composants qui sont essentiels à l'exploitation sûre du réacteur ;
- e) les activités de radioprotection ;
- f) le processus d'examen et d'approbation pour l'exploitation et la maintenance ainsi que la conduite des irradiations et des expériences susceptibles d'avoir des incidences sur la sûreté du réacteur ou la réactivité du cœur ;
- g) la réaction de l'opérateur du réacteur aux incidents de fonctionnement prévus et aux accidents de dimensionnement et, autant que possible, aux conditions additionnelles de dimensionnement ;
- h) les situations d'urgence⁴³ ;
- i) la manutention des déchets radioactifs ainsi que la surveillance et la maîtrise des rejets de matières radioactives ;
- j) l'utilisation ;
- k) les modifications ;
- l) le système de gestion.

7.59. Le personnel d'exploitation du réacteur élabore des procédures de conduite en coopération, chaque fois que cela est possible, avec le concepteur et le fabricant, et avec d'autres membres du personnel de l'organisme exploitant, y compris le personnel de radioprotection. Ces procédures sont conformes aux limites et conditions d'exploitation et contribuent à leur respect.

7.60. Les procédures de conduite sont examinées et actualisées périodiquement en fonction des enseignements tirés de l'expérience d'exploitation ou conformément

⁴² Le fonctionnement normal est le fonctionnement dans les limites et conditions d'exploitation définies. Dans le cas d'un réacteur de recherche, il s'agit du démarrage, du fonctionnement à faible puissance et à la puissance nominale, de la mise à l'arrêt, de l'arrêt, de la maintenance, des essais et du renouvellement du combustible.

⁴³ Des procédures d'urgence sont élaborées dans le cadre des dispositions d'urgence distinctes (voir par. 7.89 à 7.93) et conformément à la publication GSR Part 7 [6].

à des procédures internes prédéterminées. Elles sont mises à disposition en fonction des besoins pour le mode d'exploitation particulier du réacteur.

7.61. L'ensemble du personnel concerné par l'exploitation et l'utilisation du réacteur reçoit une formation adéquate à l'utilisation de ces procédures, selon qu'il convient.

7.62. Lorsque des activités non couvertes par les procédures en vigueur sont prévues, une procédure appropriée est établie, examinée et dûment approuvée avant le début des activités. Une formation complémentaire à cette procédure est dispensée au personnel concerné.

Prescription 75 : Salle de commande principale, salle de commande auxiliaire et dispositifs de commande

L'organisme exploitant d'une installation de réacteur de recherche veille à ce que les salles et les dispositifs de commande soient maintenus en bon état.

7.63. L'habitabilité et le bon état des salles de commande sont préservés. Lorsque la conception du réacteur de recherche prévoit des salles de commande supplémentaires ou locales destinées à commander des expériences susceptibles d'influer sur l'état du réacteur, des lignes de communication claires sont mises en place pour assurer un transfert adéquat d'information aux opérateurs qui se trouvent dans la salle de commande principale.

7.64. La salle de commande supplémentaire ou un tableau d'arrêt et l'ensemble des autres salles de commande locales ou panneaux d'opérations liés à la sûreté qui sont situés hors de la salle de commande sont maintenus en état de fonctionner et libres de tout obstacle et de tout matériel non essentiel susceptible de les empêcher de fonctionner. L'organisme exploitant confirme périodiquement que la salle de commande supplémentaire ou le tableau d'arrêt et l'ensemble des autres panneaux d'opérations liés à la sûreté sont en état de préparation opérationnelle, y compris la documentation appropriée, les systèmes de communication et d'alarme ainsi qu'une alimentation électrique suffisante.

7.65. Un ordre de préséance est établi entre la salle de commande supplémentaire et la salle de commande principale afin d'éviter (par ex. au moyen de verrouillages) des actions contradictoires de salles ou panneaux de commande différents.

Prescription 76 : Conditions matérielles et entretien

L'organisme exploitant d'une installation de réacteur de recherche veille à ce que des programmes soient élaborés et mis en œuvre pour maintenir les conditions matérielles, l'entretien et la propreté à un niveau élevé dans toutes les zones de travail.

7.66. Des contrôles administratifs sont mis en place pour faire en sorte que les locaux opérationnels et le matériel soient maintenus, bien éclairés et accessibles et à ce que l'entreposage temporaire soit contrôlé et limité. Le matériel dégradé (en raison de fuites, de la corrosion, de pièces non fixées ou d'une isolation thermique endommagée, par exemple) est recensé, signalé et remis en état en temps voulu.

7.67. L'organisme exploitant est chargé de veiller à ce que l'identification et l'étiquetage du matériel de sûreté et du matériel lié à la sûreté, des salles, des tuyauteries et des instruments soient corrects, lisibles et maintenus en bon état, et qu'ils n'entraînent aucune dégradation.

Prescription 77 : Maintenance, essais périodiques et inspection

L'organisme exploitant d'une installation de réacteur de recherche veille à ce que des programmes efficaces de maintenance, d'essais périodiques et d'inspection soient établis et mis en œuvre.

7.68. Il est procédé à des travaux de maintenance (tant préventive que corrective), à des essais périodiques et à une inspection en vue d'assurer que les structures, systèmes et composants soient aptes à fonctionner conformément à l'objectif de conception, dans le respect des limites et conditions d'exploitation.

7.69. Les programmes de maintenance, d'essais périodiques et d'inspection sont réexaminés à intervalles réguliers afin d'y incorporer les enseignements tirés de l'expérience. Les travaux de maintenance, les essais périodiques et l'inspection des systèmes ou des constituants importants pour la sûreté sont tous exécutés conformément à des procédures écrites approuvées. Celles-ci précisent les mesures à prendre pour toute modification de la configuration normale du réacteur et contiennent des dispositions relatives au rétablissement de la configuration normale une fois l'activité achevée. Conformément aux prescriptions du système de gestion, il est recouru, pour la maintenance, les essais périodiques et l'inspection, à un système d'autorisations de travail qui prévoit notamment des procédures et des listes de contrôle appropriées avant et après l'exécution

des travaux. Ces procédures comportent des critères d'acceptation. Il existe une structure clairement définie pour l'examen et l'approbation de l'exécution des travaux.

7.70. Les inspections exceptionnelles ou les travaux de maintenance corrective portant sur des systèmes ou des constituants importants pour la sûreté sont exécutés conformément à un plan et à des procédures établis à cet effet. Les inspections en service effectuées aux fins de la sûreté et dans le cadre d'un programme sont exécutées de la même manière.

7.71. 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 :

- a) est du ressort du directeur du réacteur ;
- b) est conforme à l'objectif consistant à maintenir la sûreté du réacteur au niveau prescrit dans les limites et conditions d'exploitation.

7.72. La fréquence des travaux de maintenance, des essais périodiques et de l'inspection de chaque structure, système et composant est déterminée en fonction de l'expérience et propre à assurer la fiabilité voulue, conformément aux prescriptions énoncées aux paragraphes 6.73 à 6.75.

7.73. Les équipements et les constituants utilisés pour la maintenance, les essais périodiques et l'inspection sont déterminés et contrôlés en vue d'en assurer la bonne utilisation.

7.74. La maintenance n'est pas exécutée de telle manière qu'elle entraîne, délibérément ou non, des modifications de la conception du système sur lequel elle porte. Si une activité de maintenance nécessite une modification de la conception, les procédures prévues pour la mise en œuvre d'une modification sont appliquées.

7.75. Du personnel dûment qualifié, qui vérifie que les activités ont été exécutées comme le prévoit la procédure appropriée et que les limites et conditions d'exploitation ont été respectées, évalue les résultats des travaux de maintenance, des essais périodiques et de l'inspection.

7.76. Le comité de sûreté et l'organisme de réglementation sont informés de tout défaut de conformité important pour la sûreté. L'impact de ces éventuels défauts de conformité sur le programme de maintenance fait l'objet d'une évaluation.

Prescription 78 : Gestion du cœur et manutention du combustible

Des procédures régissant la gestion du cœur et la manutention du combustible dans une installation de réacteur de recherche sont établies pour assurer le respect des limites et conditions d'exploitation et la cohérence avec le programme d'utilisation.

7.77. La gestion du cœur et la manutention du combustible comprennent le déplacement, l'entreposage, le transfert, l'emballage et le transport du combustible neuf et du combustible irradié ainsi que d'autres composants du cœur. Les prescriptions de sûreté applicables sont consignées dans les limites et conditions d'exploitation et les procédures pertinentes sont appliquées.

7.78. Les composants du cœur et le combustible chargé dans le cœur sont conformes aux prescriptions de qualité établies dans le système de gestion.

7.79. Pour assurer la sûreté des cœurs opérationnels, l'organisme exploitant, outre qu'il en démontre la conformité avec le rapport de sûreté et les limites et conditions d'exploitation :

- a) détermine, à l'aide de méthodes et de codes validés, l'emplacement du combustible et des réflecteurs, les positions appropriées des dispositifs expérimentaux et des modérateurs dans le cœur et l'efficacité des dispositifs de sûreté (tels que les crayons absorbants, les vannes d'évacuation du modérateur et les poisons consommables), ainsi que les paramètres thermohydrauliques et neutroniques pertinents ;
- b) analyse les interactions possibles (tant chimiques que physiques) entre les composants du cœur et avec les dispositifs expérimentaux ;
- c) conserve et actualise les informations concernant les paramètres relatifs aux configurations du combustible et du cœur. Cela consiste notamment à tenir ces données constamment à jour en vue de faciliter la comptabilisation et le contrôle des stocks de matières nucléaires présentes dans l'installation ;
- d) charge le combustible conformément aux procédures régissant sa manutention et la gestion du cœur ;
- e) utilise (brûle) le cœur du réacteur tout en assurant l'intégrité du combustible et, à cette fin, fait en sorte que les paramètres pertinents de la configuration du cœur restent conformes à l'objectif de conception et aux hypothèses définies dans les limites et conditions d'exploitation du réacteur, et détecte, identifie et décharge le combustible défectueux ;

- f) décharge le combustible irradié quand il y a lieu et conformément, le cas échéant⁴⁴, aux valeurs du taux de combustion prescrites dans les limites et conditions d'exploitation.

7.80. Outre celles qui sont mentionnées ci-dessus, les autres activités ci-après sont menées dans le cadre du programme de gestion du cœur en vue d'assurer l'utilisation sûre du combustible dans le cœur ou de faciliter les activités fondamentales de gestion du cœur :

- a) évaluation des incidences sur la sûreté de tout composant du cœur ou matériau du cœur qu'il est proposé d'irradier ;
- b) conduite d'enquêtes sur les causes des défaillances du combustible et des défaillances des expériences et sur les moyens d'éviter de telles défaillances ;
- c) évaluation des effets de l'irradiation sur les composants du cœur et les matériaux utilisés pour ses structures de support.

7.81. Des procédures relatives à la manutention des assemblages combustibles et des composants du cœur sont établies afin d'assurer leur qualité et leur sûreté et d'éviter leur endommagement ou leur dégradation. En outre, des limites et conditions d'exploitation sont définies et des procédures sont élaborées pour faire face aux défaillances d'éléments combustibles, de barres de commande, de réflecteurs ou de modérateurs, de dispositifs expérimentaux ou de tout autre composant du cœur de manière à réduire le plus possible les quantités de matières radioactives rejetées.

7.82. L'intégrité du cœur du réacteur et du combustible est surveillée en permanence au moyen d'un système de détection des défaillances de l'intégrité de la gaine (qui surveille, par exemple, l'activité des produits de fission dans le fluide de refroidissement). Le combustible défectueux est entreposé d'une manière qui empêche le rejet de matières radioactives tout en maintenant le degré requis d'évacuation de la chaleur résiduelle, la protection contre les rayonnements et les conditions de sous-criticité.

⁴⁴ Les réacteurs de recherche de faible puissance et les assemblages sous-critiques ont généralement un cœur prévu pour toute leur durée de vie utile, laquelle pourrait être indiquée dans les limites et conditions d'exploitation au moyen d'autres facteurs que celui du taux de combustion (par ex. la date d'achèvement du programme expérimental). Néanmoins, la valeur maximale du taux de combustion est un des paramètres pris en compte dans la détermination de la durée de vie utile du cœur.

7.83. L'emballage et le transport des assemblages combustibles neufs et irradiés sont effectués conformément aux prescriptions nationales et internationales et, s'il y a lieu, au n° SSR-6 de la collection Normes de sûreté de l'AIEA, Règlement de transport des matières radioactives (Édition de 2012) [14].

7.84. Un système complet de dossiers sur la gestion du cœur, sur la manutention et l'entreposage du combustible et sur les composants du cœur est tenu à jour conformément au système de gestion.

Prescription 79 : Sûreté incendie

L'organisme exploitant d'une installation de réacteur de recherche prend des dispositions pour assurer la sûreté incendie.

7.85. Les dispositions prises par l'organisme exploitant pour assurer la sûreté incendie couvrent les éléments suivants : gestion appropriée de la sûreté incendie ; prévention du déclenchement des incendies ; détection et extinction rapide de tout incendie qui s'est déclenché ; prévention de la propagation des incendies qui n'ont pas été éteints; et protection contre l'incendie des structures, systèmes et composants nécessaires pour mettre le réacteur à l'arrêt de manière sûre. Ces dispositions prévoient, entre autres :

- a) l'application du principe de défense en profondeur ;
- b) le contrôle des matières combustibles et des sources d'inflammation ;
- c) la maintenance, les essais et l'inspection des mesures de protection contre l'incendie ;
- d) la mise en place de moyens manuels de lutte contre l'incendie dans l'installation de réacteur ;
- e) l'attribution des responsabilités et la formation et l'entraînement du personnel ;
- f) l'évaluation de l'impact des modifications sur les mesures de lutte contre l'incendie.

7.86. Dans les dispositions prises pour lutter contre l'incendie, une attention particulière est portée aux cas pour lesquels il y a un risque de rejet de matières radioactives lors d'un incendie. Des mesures appropriées sont établies pour la radioprotection du personnel de lutte contre l'incendie et pour la gestion des rejets de matières radioactives dans l'environnement.

7.87. Une analyse complète des risques d'incendie pour le réacteur de recherche et les installations associées est effectuée, et elle est revue périodiquement et actualisée si besoin est.

Prescription 80 : Sûreté non radiologique

L'organisme exploitant d'une installation de réacteur de recherche établit et met en œuvre un programme pour s'assurer que les risques liés à la sûreté qui sont associés aux dangers non radiologiques auxquels est exposé le personnel de l'installation de réacteur sont maintenus à un niveau aussi bas que raisonnablement possible.

7.88. Le programme de sûreté non radiologique⁴⁵ prévoit des dispositions concernant la planification, la mise en œuvre, le suivi et le réexamen des mesures de prévention et de protection pertinentes et est intégré au programme de sûreté nucléaire et de sûreté radiologique. Tous les membres du personnel, les fournisseurs, les sous-traitants et les visiteurs reçoivent une formation appropriée leur permettant de connaître comme il convient le programme de sûreté non radiologique et son interaction avec le programme de sûreté nucléaire et radiologique, et se conforment à ses règles et pratiques en matière de sûreté. L'organisme exploitant fournit un appui, des orientations et une aide au personnel dans le domaine des dangers non radiologiques.

Prescription 81 : Préparation des interventions d'urgence

L'organisme exploitant d'une installation de réacteur de recherche établit des dispositions d'urgence pour la préparation et la conduite des interventions en cas d'urgence nucléaire ou radiologique.

7.89. Les dispositions d'urgence sont proportionnées aux dangers évalués et aux conséquences potentielles d'une situation d'urgence. Elles permettent d'assurer la protection et la sûreté en cas d'urgence, en atténuant les conséquences des accidents au cas où il s'en produirait, ainsi que la protection du personnel du site et du public et celle de l'environnement, et de communiquer avec le public en temps voulu. Parmi les dispositions d'urgence figurent la déclaration et la notification rapides d'une situation d'urgence, le lancement en temps utile de l'intervention coordonnée et pré-planifiée, l'évaluation de l'état d'avancement

⁴⁵ La sûreté non radiologique concerne les dangers autres que les dangers radiologiques ; elle est parfois appelée sûreté industrielle ou sûreté conventionnelle.

de la situation d'urgence, de ses conséquences et de toutes mesures devant être prises sur le site ainsi que la communication des informations nécessaires aux autorités hors du site. Des dispositions d'urgence appropriées sont établies dès que du combustible nucléaire est amené sur le site et sont toutes achevées avant le début du chargement du combustible.

7.90. L'organisme exploitant établit des dispositions d'urgence incluant des plans et des procédures pour la préparation et l'intervention sur site en cas d'urgence concernant le réacteur de recherche sous sa responsabilité, et démontre et donne l'assurance à l'organisme de réglementation que ces dispositions permettent une intervention efficace sur le site. Les dispositions d'urgence sur site sont coordonnées avec celles des organismes d'intervention hors site chargés de la préparation et de la conduite des interventions d'urgence, selon qu'il convient (voir GSR Part 7 [6]). Les plans et les procédures d'urgence se fondent sur les accidents analysés dans le rapport de sûreté et sur ceux postulés en outre aux fins de la préparation et de la conduite des interventions d'urgence sur la base de l'évaluation des dangers. Les plans et les procédures d'urgence sont soumis à l'approbation de l'organisme de réglementation, selon qu'il convient.

7.91. Tout le personnel participant à la conduite d'une intervention d'urgence liée au réacteur de recherche est qualifié, formé et recyclé périodiquement en fonction des tâches assignées et apte à remplir celles-ci (voir GSR Part 7 [6]). L'intervention d'urgence est menée par des personnes ayant une connaissance actualisée des opérations du réacteur de recherche, par exemple le directeur du réacteur ou un suppléant qualifié. Toutes les personnes présentes sur le site reçoivent des instructions concernant les mesures à prendre en cas d'urgence. Les instructions sont affichées bien en évidence.

7.92. Des exercices destinés à tester les dispositions d'urgence sont organisés à intervalles appropriés, et toutes les personnes qui ont des tâches à effectuer lors d'une intervention d'urgence y participent, dans la mesure du possible. Les résultats des exercices sont examinés et, si nécessaire, les enseignements tirés sont pris en compte lors des révisions des dispositions d'urgence. Les plans et les procédures d'urgence sont examinés périodiquement et révisés si nécessaire pour assurer que le retour d'expérience et d'autres changements (p. ex. dans les coordonnées du personnel d'intervention) sont pris en compte.

7.93. Les installations, les instruments, les outils, l'équipement, la documentation et les systèmes de communication devant être utilisés lors d'une situation d'urgence, y compris ceux nécessaires à la communication avec les autorités hors site, sont tenus à disposition pour pouvoir servir dans un éventail de situations

d'urgence postulées. Ils sont maintenus en bon état de fonctionnement de sorte qu'il est improbable qu'ils soient touchés ou rendus hors service par l'accident ou un événement initiateur. L'organisme exploitant veille à ce que les informations pertinentes concernant les paramètres de sûreté du réacteur de recherche et l'état de l'installation soient à la disposition du centre d'urgence et à ce que les salles de commande et le centre d'urgence communiquent efficacement en cas d'accident. Ces capacités sont testées périodiquement.

Prescription 82 : Dossiers et rapports

L'organisme exploitant d'une installation de réacteur de recherche met en place et maintient un système de contrôle des dossiers et des rapports.

7.94. Aux fins de l'exploitation sûre du réacteur, l'organisme exploitant conserve toutes les informations essentielles concernant la conception, la construction, la mise en service, la configuration actuelle et l'exploitation du réacteur. Ces informations sont tenues à jour pendant toute la phase d'exploitation du réacteur et conservées à disposition lors de son déclassement.

7.95. Des procédures administratives conformes au système de gestion sont élaborées pour l'établissement, la collecte, la conservation et l'archivage des dossiers et des rapports. Les mentions portées dans les journaux, les listes de contrôle et les autres documents appropriés sont dûment datées et signées.

7.96. Des dossiers sur les cas de non-respect et les mesures prises pour ramener le réacteur de recherche à une situation de respect sont établis, conservés et mis à la disposition de l'organisme de réglementation. L'organisme exploitant précise quels sont les dossiers qui doivent être conservés et pendant combien de temps, conformément aux prescriptions réglementaires.

7.97. Les dispositions prises en matière de conservation et de tenue des dossiers et des rapports sont conformes au système de gestion. Le système de gestion des documents est conçu de telle manière que les documents périmés sont archivés et que le personnel n'utilise que la dernière version approuvée de chaque document.

Prescription 83 : Utilisation et modification d'un réacteur de recherche

L'organisme exploitant d'une installation de réacteur de recherche établit et met en œuvre un programme destiné à gérer l'utilisation et les modifications du réacteur.

7.98. L'organisme exploitant assume la responsabilité générale de tous les aspects de la préparation et de la réalisation d'une modification ou d'une expérience qui sont liés à la sûreté. Il peut confier ou sous-traiter l'exécution de certaines tâches à d'autres organismes, mais il ne délègue pas ses responsabilités.

7.99. L'organisme exploitant est chargé de veiller à ce que :

- a) des analyses de la sûreté de l'utilisation ou de la modification proposée soient effectuées pour vérifier si toutes les prescriptions et dispositions de sûreté applicables ont été respectées ;
- b) les documents pertinents relatifs à la sûreté de l'expérience ou de la modification soient élaborés et présentés (soumis) à l'autorité compétente pour approbation ;
- c) la filière de stockage de toute matière irradiée dans le cadre de l'expérience soit définie et soumise à approbation ;
- d) l'ensemble du personnel qui participera à la mise en œuvre d'une modification proposée ou procédera à l'utilisation proposée soit formé de manière appropriée, qualifié et expérimenté ;
- e) tous les documents concernés par l'expérience ou la modification sur les caractéristiques de sûreté du réacteur, comme les rapports de sûreté, les limites et conditions d'exploitation et les procédures pertinentes pour l'exploitation, la maintenance et les situations d'urgence, soient mis à jour selon qu'il convient, avant la nouvelle utilisation ou la mise en service après la modification ;
- f) des précautions et des contrôles en matière de sûreté soient appliqués pour tout le personnel participant à l'exécution de l'expérience ou de la modification.

7.100. Les propositions relatives à l'utilisation et à la modification du réacteur de recherche sont classées par catégories et des critères pertinents sont définis à cette fin. Ces propositions sont classées soit en fonction de leur importance du point de vue de la sûreté, soit sur la base d'une déclaration indiquant si, avec le changement proposé, les limites et les conditions d'exploitation du réacteur seront ou non respectées lors de l'exploitation. Les conditions limitatives pour une exploitation sûre (voir par. 7.37) sont établies pour le dispositif et intégrées dans les limites et conditions d'exploitation du réacteur de recherche.

7.101. Les projets d'utilisation et de modification (y compris de modification temporaire, voir par. 7.104) qui ont une grande incidence sur la sûreté (voir par. 3.13 à 3.20 de la publication SSG-24 [15]) font l'objet d'analyses de la sûreté et sont soumis à des procédures de conception, de construction et de mise en

service qui sont équivalentes à celles décrites aux paragraphes 6.119 et 6.121 pour le réacteur lui-même.

7.102. Lors de la mise en œuvre des projets d'utilisation et de modification d'un réacteur de recherche, l'exposition aux rayonnements des travailleurs et des autres membres du personnel dans l'installation est maintenue en dessous des limites autorisées et à un niveau aussi bas que raisonnablement possible.

7.103. Le directeur du réacteur établit une procédure, conformément à la pratique technique acceptée, pour l'examen et l'approbation des expériences et modifications proposées et pour le contrôle de leur fonctionnement.

7.104. Les modifications temporaires sont limitées dans le temps et en nombre en vue de réduire le plus possible leur importance cumulée sur la sûreté. Elles sont clairement signalées là où elles ont été introduites ainsi qu'à tous les points de contrôle pertinents. L'organisme exploitant établit un système officiel pour informer suffisamment à l'avance le personnel concerné de ces modifications et de leurs conséquences sur l'exploitation et la sûreté de l'installation.

7.105. L'utilisation et la manutention des dispositifs expérimentaux sont contrôlées au moyen de procédures écrites. Celles-ci tiennent compte des effets possibles sur le réacteur, en particulier des modifications de la réactivité ou des intensités des rayonnements.

7.106. Les modifications apportées à des dispositifs expérimentaux sont soumises aux mêmes procédures de conception, de conduite et d'approbation que les dispositifs expérimentaux originaux.

Prescription 84 : Programme de radioprotection

L'organisme exploitant d'une installation de réacteur de recherche établit et met en œuvre un programme de radioprotection.

7.107. Le programme de radioprotection assure que, dans toutes les conditions de fonctionnement et les conditions accidentelles, les doses résultant de l'exposition aux rayonnements ionisants dans l'installation de réacteur de recherche ou celles résultant de tout rejet programmé de matières radioactives à partir de l'installation sont maintenues en dessous des limites autorisées et à un niveau aussi bas que raisonnablement possible.

7.108. Le programme de radioprotection de l'organisme exploitant dispose d'une indépendance et de ressources suffisantes pour pouvoir donner des avis au sujet des règlements, normes et procédures de radioprotection ainsi que des pratiques de travail sûres et faire appliquer ceux-ci.

7.109. Le programme de radioprotection est établi par l'organisme exploitant conformément aux prescriptions réglementaires. Il satisfait aux prescriptions contenues dans la publication GSR Part 3 [7] et est soumis à l'approbation de l'organisme de réglementation. L'organisme exploitant fait figurer dans ce programme une déclaration de politique énonçant l'objectif fondamental de sûreté consistant à protéger les personnes et l'environnement (voir par. 2.1 de la publication SF-1 [1] et prescription 1 de la publication GSR Part 3 [7]) et une déclaration affirmant son attachement au principe d'optimisation de la protection (prescription 11 de la publication GSR Part 3 [7]).

7.110. Le programme de radioprotection est soumis aux prescriptions relatives à la radioprotection professionnelle (voir les publications GSR Part 3 [7] et RS-G-1.1 [16]) et prévoit en particulier des mesures aux fins suivantes :

- a) instaurer une coopération entre le personnel chargé de la radioprotection et celui chargé de l'exploitation et des expériences pour l'établissement des procédures de conduite et de maintenance lorsque des risques radiologiques sont escomptés et veiller à ce qu'une assistance directe soit fournie en cas de besoin ;
- b) assurer un contrôle radiologique du lieu de travail et de l'environnement ;
- c) assurer la décontamination du personnel, des équipements et des structures ;
- d) vérifier le respect de la réglementation applicable au transport des matières radioactives ;
- e) détecter et enregistrer tout rejet de matières radioactives ;
- f) enregistrer l'ensemble des sources de rayonnements ;
- g) dispenser une formation adéquate aux pratiques de radioprotection ;
- h) prendre des dispositions en vue du réexamen et de l'actualisation du programme à la lumière de l'expérience ;
- i) assurer l'examen et l'analyse des matières, des équipements et des conditions pour les expériences.

7.111. L'organisme exploitant vérifie, au moyen d'une surveillance, d'inspections et d'audits, que le programme de radioprotection est correctement appliqué et que ses objectifs sont atteints. Le programme de radioprotection est examiné régulièrement et actualisé si besoin est.

7.112. Afin d'aider la direction du réacteur à faire en sorte que les doses de rayonnements soient maintenues à un niveau aussi bas que raisonnablement possible, l'organisme exploitant établit des contraintes de dose (voir par. 1.22 à 1.28 et la Prescription 11 de la publication GSR Part 3 [7]).

7.113. 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, le directeur du réacteur, le comité de sûreté, l'organisme de réglementation et les autres autorités compétentes sont informés conformément aux prescriptions.

7.114. Les doses reçues par tous les membres du personnel qui peuvent être professionnellement exposés à des intensités importantes de rayonnement sont mesurées, évaluées et enregistrées, conformément aux prescriptions de l'organisme de réglementation ou d'autres autorités compétentes, et les dossiers sont mis à la disposition du superviseur du programme de surveillance de la santé, du directeur du réacteur, de l'organisme de réglementation et des autres autorités compétentes désignées dans la réglementation nationale [16].

Prescription 85 : Gestion des déchets radioactifs

L'organisme exploitant d'une installation de réacteur de recherche établit et met en œuvre un programme de gestion des déchets radioactifs.

7.115. L'organisme exploitant établit et met en œuvre un programme de gestion des déchets radioactifs. Ce programme englobe la caractérisation, la classification, la transformation (c'est-à-dire le prétraitement, le traitement et le conditionnement), le transport, l'entreposage et le stockage définitif des déchets radioactifs⁴⁶. La transformation et l'entreposage des déchets radioactifs sont strictement contrôlés en conformité avec les prescriptions applicables à la gestion des déchets radioactifs avant stockage définitif [17]. Des dossiers sur la production et la classification des déchets sont tenus.

7.116. Le réacteur et ses dispositifs expérimentaux sont exploités de manière à réduire le plus possible la production de déchets radioactifs de toutes sortes, à assurer que les rejets de matières radioactives dans l'environnement sont maintenus en dessous des limites réglementaires admises et à un niveau aussi bas

⁴⁶ Une partie de ce processus de caractérisation, de classification, de transformation, de transport, de stockage et de stockage définitif des déchets radioactifs pourrait être effectuée par un autre organisme.

que raisonnablement possible ainsi qu'à faciliter la manutention et le stockage définitif des déchets.

7.117. Les rejets d'effluents radioactifs liquides et/ou gazeux dans l'environnement sont surveillés et les résultats sont enregistrés afin de vérifier le respect des limites autorisées. L'organisme de réglementation ou une autre autorité compétente en sont régulièrement informés conformément à leurs prescriptions.

7.118. Des procédures écrites sont suivies pour la manutention, la transformation, le transport et le stockage des déchets radioactifs. Ces activités sont menées conformément aux prescriptions de l'organisme de réglementation ou d'une autre autorité compétente.

7.119. Il est tenu un dossier approprié sur les quantités, les types et les caractéristiques des déchets radioactifs transformés et entreposés sur le site du réacteur ou enlevés du site du réacteur pour être transformés, entreposés ou stockés définitivement.

Prescription 86 : Gestion du vieillissement

L'organisme exploitant d'une installation de réacteur de recherche veille à ce qu'un programme de gestion du vieillissement efficace soit mis en œuvre pour gérer le vieillissement des constituants importants pour la sûreté afin que les fonctions de sûreté requises des structures, systèmes et composants soient remplies tout au long de la durée de vie utile du réacteur de recherche.

7.120. Le programme de gestion du vieillissement détermine les conséquences du vieillissement ainsi que les activités nécessaires pour préserver l'exploitabilité et la fiabilité des structures, systèmes et composants. Il est coordonné et compatible avec d'autres programmes pertinents, dont les programmes relatifs à l'inspection en service, à l'examen périodique de la sûreté⁴⁷ et à la maintenance. Une approche systématique est adoptée pour l'élaboration, l'exécution et l'amélioration constante des programmes de gestion du vieillissement.

⁴⁷ L'examen périodique de la sûreté est une réévaluation systématique de la sûreté d'une installation (ou d'une activité) existante effectuée à intervalles réguliers pour tenir compte des effets cumulatifs du vieillissement, des modifications, de l'expérience d'exploitation, des progrès techniques et des aspects du choix du site en vue d'assurer un niveau élevé de sûreté tout au long de la durée de vie utile de l'installation (ou de l'activité) [8].

Examen périodique de la sûreté

7.121. Sur la base des résultats de l'examen périodique de la sûreté, l'organisme exploitant prend toutes mesures correctives nécessaires et envisage de procéder à des modifications justifiées pour améliorer la sûreté (voir aussi par. 7.120 sur l'interaction entre la gestion du vieillissement et les examens périodiques de la sûreté).

7.122. L'organisme exploitant communique en temps voulu à l'organisme de réglementation, comme il y est tenu, les constatations confirmées de l'examen périodique de la sûreté qui ont une incidence sur la sûreté.

Prescription 87 : Arrêt prolongé

Si un arrêt prolongé est programmé ou se produit, l'organisme exploitant d'une installation de réacteur de recherche établit et met en œuvre des dispositions pour assurer la gestion sûre, la planification, la bonne exécution et le contrôle des activités pendant l'arrêt prolongé.

7.123. Une installation de réacteur de recherche peut être en arrêt prolongé⁴⁸ dans l'attente d'une décision quant à son avenir. Au cours d'un arrêt prolongé, l'exploitant prend les mesures voulues pour éviter une grave dégradation des matériaux et des composants. Les mesures suivantes sont envisagées :

- a) déchargement des éléments combustibles du cœur du réacteur pour les mettre dans des conditions d'entreposage appropriées et sûres ;
- b) modification des limites et des conditions d'exploitation conformément aux prescriptions pour le 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 la maintenance, les essais périodiques et l'inspection nécessaires.

⁴⁸ Un réacteur de recherche en arrêt prolongé est un réacteur qui n'est plus en service et pour lequel n'a été prise aucune décision concernant le déclassement et aucune décision claire quant à la question de savoir s'il sera remis en service ou déclassé. Les longues périodes d'arrêt pour la maintenance ou la mise en œuvre de projets de rénovation et de modification ne sont pas considérées comme un arrêt prolongé.

7.124. L'organisme exploitant est responsable de l'établissement de programmes et de la diffusion de procédures concernant la gestion des arrêts prolongés ainsi que de la fourniture de ressources suffisantes pour assurer la sûreté des activités pendant l'arrêt prolongé. La priorité est donnée aux considérations de sûreté dans les processus de planification et d'exécution des activités lors d'un arrêt prolongé. Une attention particulière est accordée à la tenue à jour de la configuration du réacteur dans le cadre des limites et conditions d'exploitation.

7.125. L'organisme exploitant prend dès que possible les décisions nécessaires pour réduire le plus possible la période d'arrêt. Pendant une période d'arrêt prolongé, l'organisme exploitant prend en considération la nécessité de satisfaire aux conditions de la licence et les besoins en matière de planification des interventions d'urgence et de qualification du personnel d'exploitation. La sécurité est assurée tant que du combustible nucléaire ou d'autres matières radioactives sont présents dans l'installation.

Prescription 88 : Retour d'information sur l'expérience d'exploitation

L'organisme exploitant d'une installation de réacteur de recherche établit un programme en vue de tirer des enseignements des événements survenus dans l'installation de réacteur et d'autres réacteurs de recherche, ainsi que dans l'industrie nucléaire.

7.126. L'organisme exploitant rend compte de l'expérience d'exploitation acquise dans l'installation de réacteur, la collecte, la passe au crible, l'analyse, en détermine les tendances, la consigne et la communique de façon systématique. Il obtient et évalue les informations disponibles sur l'expérience d'exploitation pertinente acquise dans d'autres installations nucléaires pour en tirer des enseignements et les mettre en pratique dans ses propres opérations, y compris ses dispositions d'urgence. Il encourage en outre l'échange de données d'expérience dans le cadre de systèmes nationaux et internationaux pour le retour d'information sur l'expérience d'exploitation. Ces activités sont menées conformément au système de gestion.

7.127. Les événements dont les incidences sont importantes pour la sûreté font l'objet d'une enquête destinée à en déterminer les causes directes et profondes, y compris celles liées à la conception des équipements, à l'exploitation et à la maintenance ou à des facteurs humains et organisationnels. Les résultats de ces analyses sont pris en compte, selon qu'il convient, dans les programmes de formation pertinents et sont utilisés lors de l'examen des procédures et des instructions.

7.128. Les informations sur l'expérience d'exploitation sont examinées par des personnes compétentes dans le but de détecter tout signe précurseur ou toute tendance de conditions défavorables à la sûreté, de sorte que toutes les mesures correctives nécessaires puissent être prises avant que la situation n'empire.

7.129. Au besoin, l'organisme exploitant reste en liaison, selon qu'il convient, avec les organismes d'appui (fabricants, organismes de recherche et bureaux d'études) qui interviennent dans la conception afin d'assurer un retour d'information sur l'expérience d'exploitation et d'obtenir éventuellement des conseils en cas de défaillance d'équipements ou d'autres événements.

8. PRÉPARATION DU DÉCLASSEMENT D'UN RÉACTEUR DE RECHERCHE

Prescription 89 : Plan de déclassement

L'organisme exploitant d'une installation de réacteur de recherche élabore un plan de déclassement et le conserve tout au long de la durée de vie du réacteur de recherche, à moins que l'organisme de réglementation n'en dispose autrement, pour démontrer que le déclassement peut être effectué en toute sûreté et de manière à parvenir à l'état final spécifié.

8.1. Le plan de déclassement est élaboré au stade de la conception et mis à jour pour tenir compte des modifications apportées aux prescriptions réglementaires et aux structures, systèmes et composants, des avancées technologiques, de l'évolution de la nécessité de mener des activités de déclassement et des modifications dans les politiques nationales en matière de déclassement et/ou de gestion des déchets radioactifs [11].

8.2. Le plan de déclassement est soumis au comité de sûreté pour examen et à l'organisme de réglementation pour approbation avant que les activités de déclassement ne débutent.

8.3. La documentation concernant le réacteur est tenue à jour et les informations sur les enseignements tirés de la manutention des structures, systèmes et composants contaminés ou activés lors de la maintenance ou de la modification du réacteur sont enregistrées afin de faciliter la planification du déclassement. Dans le cas de certains réacteurs de recherche en exploitation, pour lesquels il

n'a pas été tenu compte dans la conception du fait qu'ils devront finalement être déclassés, un plan de déclasserement est élaboré pour assurer la sûreté tout au long du processus de déclasserement.

8.4. Le plan de déclasserement comporte une évaluation d'une ou de plusieurs approches du déclasserement qui sont adaptées au réacteur considéré et conformes aux prescriptions de l'organisme de réglementation. Parmi les approches acceptées figurent :

- 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) l'enlèvement du réacteur de toutes les matières radioactives et de tous les composants activés et contaminés qui peuvent être enlevés et la décontamination complète des structures restantes pour permettre une utilisation inconditionnelle de l'installation.

8.5. Lors de l'élaboration du plan de déclasserement, les aspects de la conception du réacteur, y compris ceux qui soulèvent des difficultés particulières pour le déclasserement, sont examinés. Tous les aspects de l'exploitation de l'installation qui sont importants pour le déclasserement sont également examinés. Parmi ceux-ci figurent toute contamination involontaire dont le nettoyage a été différé jusqu'au déclasserement du réacteur et toutes modifications sur lesquelles des informations complètes pourraient ne pas être disponibles. Le plan de déclasserement englobe toutes les étapes qui conduiront finalement à un état de déclasserement complet où la sûreté peut être assurée avec une surveillance minimum ou sans surveillance du tout. Ces étapes peuvent comprendre l'entreposage et la surveillance ainsi que les utilisations conditionnelle et inconditionnelle du site.

8.6. Les procédures de manutention, de démantèlement et de stockage définitif des dispositifs expérimentaux et d'autres équipements irradiés à entreposer et stocker définitivement sont établies à l'avance, ou dès que possible si les équipements considérés ont déjà été construits et que de telles procédures ne sont pas en place.

8.7. Il incombe à l'organisme exploitant de préserver les connaissances sur l'installation de réacteur et de conserver le personnel clé pour faciliter le déclasserement.

8.8. Les répercussions sur la sûreté des activités pendant l'éventuelle période de transition entre l'arrêt permanent de l'exploitation et l'approbation du plan de déclassement final sont évaluées et gérées de façon à éviter des risques indus et à assurer la sûreté.

9. INTERFACES ENTRE LA SÛRETÉ ET LA SÉCURITÉ DANS LE CAS D'UN RÉACTEUR DE RECHERCHE

Prescription 90 : Interfaces entre la sûreté nucléaire et la sécurité nucléaire

Les interfaces entre la sûreté et la sécurité d'une installation de réacteur de recherche sont prises en considération de manière intégrée tout au long de la vie du réacteur. Les mesures de sûreté et les mesures de sécurité sont établies et mises en œuvre de telle sorte qu'elles ne se compromettent pas mutuellement.

9.1. Les fondements de la sécurité nucléaire sont énoncés dans la réf. [18] et les recommandations de sécurité nucléaire dans la réf. [13]. Pour s'acquitter de sa responsabilité première en matière de sûreté, l'organisme exploitant conçoit, applique et maintient des mesures techniques et administratives pour respecter les prescriptions réglementaires concernant les interfaces entre la sûreté et la sécurité, entretenir la coordination avec les organismes nationaux s'occupant de la sûreté et de la sécurité, et assurer la mise à disposition d'un personnel adéquatement formé et possédant les connaissances et les compétences voulues en ce qui concerne les interfaces entre la sûreté et la sécurité, dans le cadre du système de gestion (voir aussi section 4).

9.2. Les prescriptions générales de sûreté relatives aux interfaces entre la sûreté et la sécurité dans les domaines de la supervision réglementaire et du système de gestion sont établies dans les publications GSR Part 1 (Rev. 1) [3] et GSR Part 2 [4], respectivement. Elles s'appliquent aux réacteurs de recherche suivant une approche graduée utilisée de manière appropriée.

9.3. Des mesures adéquates sont établies par l'organisme exploitant à toutes les étapes de la vie du réacteur de recherche pour assurer une communication et une coordination efficaces entre des personnes ayant des objectifs et des

profils différents pour faire en sorte que les mesures de sûreté et de sécurité ne se compromettent pas mutuellement.

9.4. Le choix du site d'un réacteur de recherche se fonde sur des critères liés tant à la sûreté qu'à la sécurité. Des recommandations relatives aux interfaces entre la sûreté et la sécurité dans le choix et l'évaluation des sites d'installations nucléaires, y compris les réacteurs de recherche, figurent dans la réf. [13].

9.5. Les interfaces de la sûreté nucléaire avec la sécurité nucléaire et les garanties dans la conception d'un réacteur de recherche sont traitées dans la prescription 11 (voir aussi la prescription 39 sur la prévention de l'accès non autorisé).

9.6. Un processus de contrôle des modifications est mis en place pour faire en sorte que toute modification proposée concernant la conception, y compris les nouvelles installations expérimentales, l'aménagement de l'installation de réacteur de recherche ou les procédures est évaluée pour vérifier qu'elle ne compromet pas la sûreté ou la sécurité.

9.7. Pendant l'étape de construction et lors de modifications de grande ampleur d'un réacteur de recherche, de nombreux travailleurs de toutes sortes ont habituellement accès au site. À cet égard, des mesures sont mises en œuvre pour empêcher l'introduction par inadvertance ou intentionnelle de déficiences, de dispositifs ou de toute menace qui pourraient conduire à une atteinte à la sécurité ou à des rejets radioactifs pendant l'exploitation et l'utilisation du réacteur.

9.8. Des mesures adéquates sont appliquées pendant l'étape d'exploitation pour assurer une gestion efficace des interfaces entre la sûreté et la sécurité. L'accent est mis en particulier sur les activités liées à la manutention et à l'entreposage du combustible ainsi qu'à la gestion des déchets radioactifs et du combustible usé, la préparation et la conduite des interventions d'urgence (voir publication GSR Part 7 [6]), les procédures de contrôle d'accès et les procédures de conduite pour l'utilisation du réacteur, la maintenance, les essais périodiques et l'inspection. Ces procédures sont élaborées dans le but d'assurer un équilibre approprié entre la sûreté et la sécurité. Des dispositions particulières sont établies pour assurer la sûreté et la sécurité du combustible en cas de longues périodes d'arrêt et pour les réacteurs de recherche en arrêt prolongé.

Appendice I

SÉLECTION D'ÉVÉNEMENTS INITIATEURS POSTULÉS DANS LE CAS DES RÉACTEURS DE RECHERCHE

I.1. On trouvera ci-après des exemples d'événements initiateurs postulés pour les réacteurs de recherche⁴⁹. Des événements initiateurs supplémentaires peuvent être postulés pour certains réacteurs de recherche en fonction de leurs caractéristiques particulières de conception :

- a) Perte des alimentations électriques :
 - perte de l'alimentation électrique normale⁵⁰.
- b) Apport d'un excédent de réactivité :
 - criticité durant la manutention et le chargement 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 ou réflecteur, p. ex.) ;
 - positions non uniformes des barres ;
 - rupture ou affaissement de composants structurels ;
 - apport d'eau froide ou chaude ;
 - modifications dans le modérateur (p. ex. vides, apport de D₂O dans des circuits de H₂O ou apport de H₂O dans des circuits de D₂O) ;
 - impacts d'expériences et de dispositifs expérimentaux (noyage ou vidange, effets de la température, insertion de matières fissiles ou retrait d'absorbants, p. ex.) ;
 - réactivité insuffisante à l'arrêt ;
 - ejection intempestive de barres de commande ;
 - erreurs de maintenance des dispositifs de commande de la réactivité ;

⁴⁹ Certains des événements initiateurs postulés qui figurent sur cette liste ne concernent pas les assemblages sous-critiques.

⁵⁰ Bien que la perte de l'alimentation électrique normale ne soit pas considérée comme un événement initiateur, il faut 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).

- signaux intempestifs de systèmes de commande ;
 - élimination de poisons présents dans le fluide de refroidissement ou dans le modérateur.
- c) 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) ;
 - effet de l'échec d'une expérience ou d'une fausse manœuvre pendant une expérience ;
 - rupture de l'enveloppe du fluide primaire de refroidissement entraînant une perte de débit ;
 - obstruction de canaux de combustible ou du débit du fluide (due par exemple à des matières étrangères) ;
 - 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).
- d) 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.
- e) 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 (p. ex. manutention sans précaution du combustible, chute d'un château de transfert sur du combustible) ;
 - défaillance du circuit de refroidissement de secours du cœur ;
 - 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.
- f) Événements internes particuliers :
- incendies ou explosions internes, notamment projectiles d'origine interne ;
 - 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 ou fouettement de tuyauteries ;
 - réactions chimiques exothermiques ;
 - chute de charges lourdes.
- g) 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 ou en aval et l'obstruction d'un cours d'eau, et dommages causés par un tsunami ou de fortes vagues) ;
 - 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 (y compris les collisions avec le bâtiment du réacteur de recherche) ;
 - impacts d'installations du voisinage (p. ex. 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 ;
 - interférences électromagnétiques (dus p. ex. à des phénomènes solaires) ;
 - foudroiements ;
 - sautes de puissance ou surtension sur l'alimentation externe.
- h) Erreurs humaines.

Appendice II

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

II.1. Le présent appendice appelle l'attention sur les aspects opérationnels des réacteurs de recherche justifiant une attention particulière.

GESTION DE LA RÉACTIVITÉ ET DE LA CRITICITÉ

II.2. La configuration du cœur d'un réacteur de recherche est souvent modifiée, et ces modifications amènent à manutentionner des composants tels que les assemblages combustibles, les barres de commande et les dispositifs expérimentaux, dont beaucoup représentent une valeur de réactivité considérable. Il convient de veiller à ce que les limites applicables en matière de sous-criticité et de réactivité pour l'entreposage du combustible et le chargement du cœur ne soient dépassées à aucun moment.

SÛRETÉ THERMIQUE DU CŒUR

II.3. Les modifications fréquentes du chargement du cœur influent sur les caractéristiques nucléaires et thermiques du cœur. Des mesures sont prises pour veiller à ce que, pour chaque modification, 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. Des mesures sont prises pour 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 que cette évaluation soit dûment consignée dans des documents.

MODIFICATION DES RÉACTEURS DE RECHERCHE

II.5. Les réacteurs de recherche et les dispositifs expérimentaux qui y sont associés sont fréquemment modifiés afin d'adapter les possibilités d'exploitation et d'expérimentation à l'évolution des besoins en ce qui concerne leur utilisation. Une attention particulière est accordée à la nécessité de 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 le réacteur de recherche ne soit pas redémarré sans approbation formelle une fois achevées toutes modifications importantes pour la sûreté.

MANUTENTIONS DE COMPOSANTS ET DE MATIÈRES

II.6. Dans les réacteurs de recherche du type piscine en particulier, des composants, des dispositifs expérimentaux et des matériaux sont fréquemment manutentionnés au voisinage du cœur du réacteur. Il convient de veiller à ce que le personnel d'exploitation effectuant ces manutentions observe rigoureusement les procédures et restrictions établies afin d'empêcher toute interférence nucléaire ou mécanique avec le réacteur, de réduire 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 indues aux rayonnements.

MESURES DE SÛRETÉ POUR LES VISITEURS

II.7. Les scientifiques invités, les stagiaires, les étudiants et d'autres personnes qui visitent le réacteur de recherche peuvent avoir accès à des zones contrôlées et être associés activement à l'exploitation ou à l'utilisation du réacteur. Des mesures telles que des procédures, des restrictions et des contrôles sont mises en place pour faire en sorte que ces personnes travaillent dans des conditions sûres, que leurs activités n'influent pas sur la sûreté du réacteur et que les instructions de sûreté soient strictement respectées.

RÉFÉRENCES

- [1] AGENCE DE L'OCDE POUR L'ÉNERGIE NUCLÉAIRE, AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE, COMMUNAUTÉ EUROPÉENNE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE, ORGANISATION DES NATIONS UNIES POUR L'ALIMENTATION ET L'AGRICULTURE, ORGANISATION INTERNATIONALE DU TRAVAIL, ORGANISATION MARITIME INTERNATIONALE, ORGANISATION MONDIALE DE LA SANTÉ, ORGANISATION PANAMÉRICAINNE DE LA SANTÉ, PROGRAMME DES NATIONS UNIES POUR L'ENVIRONNEMENT, Principes fondamentaux de sûreté, collection Normes de sûreté de l'AIEA n° SF-1, AIEA, Vienne (2007).
- [2] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Use of a Graded Approach in the Application of the Safety Requirements for Research Reactors, IAEA Safety Standards Series No. SSG22, IAEA, Vienna (2012).
- [3] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Governmental, Legal and Regulatory Framework for Safety, IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 1 (Rev. 1), IAEA, Vienna (2016) (version française en préparation).
- [4] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Leadership and Management for Safety, IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 2, IAEA, Vienna (2016).
- [5] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Site Evaluation for Nuclear Installations, IAEA Safety Standards Series No. NS-R-3 (Rev. 1), IAEA, Vienna (2016) (version française en préparation).
- [6] FOOD AND AGRICULTURE ORGANIZATION OF THE UNITED NATIONS, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, INTERNATIONAL CIVIL AVIATION ORGANIZATION, INTERNATIONAL LABOUR ORGANIZATION, INTERNATIONAL MARITIME ORGANIZATION, INTERPOL, OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY, PAN AMERICAN HEALTH ORGANIZATION, PREPARATORY COMMISSION FOR THE COMPREHENSIVE NUCLEAR-TEST-BAN TREATY ORGANIZATION, UNITED NATIONS ENVIRONMENT PROGRAMME, UNITED NATIONS OFFICE FOR THE COORDINATION OF HUMANITARIAN AFFAIRS, WORLD HEALTH ORGANIZATION, WORLD METEOROLOGICAL ORGANIZATION, Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency, IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 7, IAEA, Vienna (2015) (version française en préparation).
- [7] AGENCE DE L'OCDE POUR L'ÉNERGIE NUCLÉAIRE, AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE, COMMISSION EUROPÉENNE, ORGANISATION DES NATIONS UNIES POUR L'ALIMENTATION ET L'AGRICULTURE, ORGANISATION INTERNATIONALE DU TRAVAIL, ORGANISATION MONDIALE DE LA SANTÉ, ORGANISATION PANAMÉRICAINNE DE LA SANTÉ, PROGRAMME DES NATIONS UNIES POUR L'ENVIRONNEMENT, Radioprotection et sûreté des sources de rayonnements : Normes fondamentales internationales de sûreté, collection Normes de sûreté de l'AIEA, n° GSR Part 3, AIEA, Vienne (2016).

- [8] AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE, Glossaire de sûreté de l'AIEA : Terminologie employée en sûreté nucléaire et radioprotection, Édition de 2007, AIEA, Vienne (2007).
- [9] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety of Nuclear Power Plants: Design, IAEA Safety Standards Series No. SSR-2/1 (Rev. 1), IAEA, Vienna (2016) (version française en préparation).
- [10] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety of Nuclear Power Plants: Commissioning and Operation, IAEA Safety Standards Series No. SSR-2/2 (Rev. 1), IAEA, Vienna (2016) (version française en préparation).
- [11] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Decommissioning of Facilities, IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 6, IAEA, Vienna (2014) (version française en préparation).
- [12] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety Assessment for Facilities and Activities, IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 4 (Rev. 1), IAEA, Vienna (2016) (version française en préparation).
- [13] AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE, Recommandations de sécurité nucléaire sur la protection physique des matières nucléaires et des installations nucléaires (INFCIRC/225/Révision 5), collection Sécurité nucléaire de l'AIEA no 13, AIEA, Vienne (2011).
- [14] AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE, Règlement de transport des matières radioactives, édition de 2012, collection Normes de sûreté n° SSR-6, AIEA, Vienne (2013).
- [15] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety in the Utilization and Modification of Research Reactors, IAEA Safety Standards Series No. SSG-24, IAEA, Vienna (2012).
- [16] AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE, Radioprotection professionnelle, collection Normes de sûreté n° RS-G-1.1, AIEA, Vienne (2004). (Une version révisée est en préparation.)
- [17] AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE, Gestion des déchets radioactifs avant stockage définitif, collection Normes de sûreté n° GSR Part 5, AIEA, Vienne (2009).
- [18] AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE, Objectif et éléments essentiels du régime de sécurité nucléaire d'un État, collection Sécurité nucléaire de l'AIEA n° 20, AIEA, Vienne (2014)

Annexe I

SÉLECTION DE FONCTIONS DE SÛRETÉ DANS LE CAS DES 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 sont les fonctions caractéristiques essentielles qui sont associées aux structures, systèmes et composants pour assurer la sûreté du réacteur. Elles dépendent de 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 structures, systèmes et composants. Il convient de déterminer celles que remplit chaque structure, système et composant. Les fonctions de sûreté présentées dans le tableau I.1 sont à prendre en considération par l'organisme exploitant d'un réacteur de recherche. Une justification doit être fournie lorsque des dispositions ne sont pas prises pour assurer l'une quelconque de ces fonctions de sûreté.

TABLEAU I-1. SÉLECTION DE FONCTIONS DE SÛRETÉ DANS LE CAS DES RÉACTEURS DE RECHERCHE

Constituants importants pour la sûreté	Fonctions de sûreté
Bâtiments et structures	<p>Constituer une barrière au rejet non contrôlé de matières radioactives dans l'environnement ;</p> <p>Assurer aux systèmes de sûreté qu'ils renferment une protection contre les événements externes et internes ;</p> <p>Assurer une protection contre les rayonnements.</p>
Cœur du réacteur	<p>Préserver la géométrie du combustible et la circulation nécessaire du fluide de refroidissement pour permettre une éventuelle mise à l'arrêt et l'évacuation de la chaleur dans toutes les conditions de fonctionnement du réacteur et dans des accidents de dimensionnement ;</p> <p>Prévoir une contre-réaction négative de réactivité ;</p> <p>Offrir un moyen de modérer et de maîtriser les flux de neutrons.</p>
Matrice du combustible et gainage	<p>Constituer une barrière au rejet de produits de fission et autres matières radioactives provenant du combustible ;</p> <p>Prévoir une configuration du combustible permettant son refroidissement.</p>
Système de commande de la réactivité (y compris système de mise à l'arrêt du réacteur)	<p>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 de dimensionnement.</p>
Circuit primaire de refroidissement du réacteur	<p>Assurer un refroidissement adéquat du cœur et veiller à ce que les limites spécifiées pour le combustible et le fluide de refroidissement ne soient pas franchies quelles que soient les conditions de fonctionnement du réacteur ou dans des accidents de dimensionnement.</p>
Système de refroidissement de secours du cœur	<p>Transférer la chaleur du cœur du réacteur à la suite d'un accident de perte de fluide de refroidissement à une vitesse suffisante pour empêcher tout endommagement important du combustible.</p>

TABLEAU I-1. SÉLECTION DE FONCTIONS DE SÛRETÉ DANS LE CAS DES RÉACTEURS DE RECHERCHE (suite)

Constituants importants pour la sûreté	Fonctions de sûreté
Système de protection du réacteur	Prendre des mesures protectrices pour arrêter le réacteur et refroidir et confiner les matières radioactives, et pour atténuer les conséquences d'accidents ; 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	Maintenir les paramètres du réacteur dans les limites d'exploitation sans atteindre les limites de sûreté ; 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	Réduire le plus possible l'exposition aux rayonnements ; Empêcher toute criticité intempestive ; Limiter toute hausse de température du combustible ; Entreposer le combustible neuf ou irradié ; Empêcher tout endommagement du combustible d'origine mécanique ou par corrosion.
Système de contrôle radiologique	Effectuer des mesures et mettre en garde afin de réduire le plus possible l'exposition du personnel d'exploitation et de recherche aux rayonnements ;
Système de protection contre les incendies	Faire en sorte que les effets néfastes d'un incendie ou d'une explosion provoquée par un incendie n'empêchent pas les constituants importants pour la sûreté de remplir leur fonction de sûreté en cas de besoin.

Annexe II

APERÇU DE L'APPLICATION DES PRESCRIPTIONS DE SÛRETÉ AUX ASSEMBLAGES SOUS-CRITIQUES

II-1. Les conceptions, modalités d'exploitation et programmes d'utilisation des assemblages sous-critiques sont très variés. Pour cette raison, toutes les prescriptions globales (prescriptions 1 à 90) s'appliquent aux assemblages sous-critiques selon une approche graduée à la mesure du danger potentiel que présente l'installation. Plus particulièrement, le paragraphe 1.9 indique que « chaque cas de ce genre doit être déterminé compte tenu de la nature et de l'ampleur possible des dangers liés à l'installation donnée et aux activités effectuées ». Les facteurs à prendre en considération pour décider si l'application de certaines des prescriptions peut être graduelle sont énoncés au paragraphe 2.17.

II-2. Les modalités d'application des prescriptions pourraient donc être différentes dans le cas des assemblages sous-critiques à haute performance et dans celui des assemblages souscritiques à faibles dangers potentiels. En particulier, pour ce qui est des assemblages souscritiques qui utilisent l'uranium naturel comme combustible et sont dotés d'un réflecteur ou sont modérés à l'eau ordinaire, l'application des prescriptions de sûreté, y compris celles concernant la procédure d'autorisation, peut être très graduelle (c'est-à-dire que compte tenu du risque radiologique négligeable de certains assemblages sous-critiques, certaines prescriptions ne s'appliquent peut-être pas nécessairement). Par conséquent, la procédure d'autorisation nationale pour l'utilisation de matières radioactives, élaborée et appliquée conformément à la publication de la collection Normes de sûreté de l'AIEA n° GSR Part 3, *Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards* [II-1], peut suffire pour démontrer la sûreté.

RÉFÉRENCE POUR L'ANNEXE II

[II-1] AGENCE DE L'OCDE POUR L'ÉNERGIE NUCLÉAIRE, AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE, COMMISSION EUROPÉENNE, ORGANISATION DES NATIONS UNIES POUR L'ALIMENTATION ET L'AGRICULTURE, ORGANISATION INTERNATIONALE DU TRAVAIL, ORGANISATION MONDIALE DE LA SANTÉ, ORGANISATION PANAMÉRICAINNE DE LA SANTÉ, PROGRAMME DES NATIONS UNIES POUR L'ENVIRONNEMENT, Radioprotection et sûreté des sources de rayonnements : Normes fondamentales internationales de sûreté, collection Normes de sûreté de l'AIEA, n° GSR Part 3, AIEA, Vienne (2016).

DÉFINITIONS

Les définitions ci-après diffèrent de celles figurant dans le Glossaire de sûreté de l'AIEA : Terminologie employée en sûreté nucléaire et radioprotection, Édition de 2007, AIEA, Vienne (2007) :

<http://www-pub.iaea.org/books/IAEABooks/7648/IAEA-Safety-Glossary>

Le projet de révision du Glossaire de sûreté de l'AIEA (2016) est disponible (en anglais) à l'adresse <http://www-ns.iaea.org/standards/safety-glossary.asp>

Le symbole '①' introduit une note d'information.

accident de dimensionnement. Accident postulé donnant lieu à des conditions accidentelles auxquelles une installation est conçue pour résister conformément à des critères de conception spécifiés et à une méthodologie prudente et dans lesquelles les rejets de matières radioactives sont maintenus dans des limites acceptables.

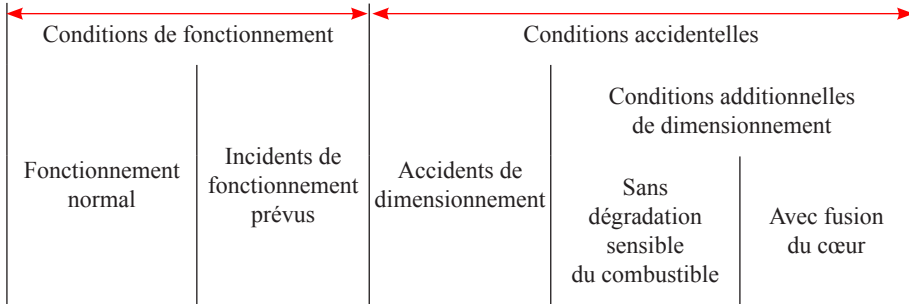
conditions accidentelles. Écarts par rapport au fonctionnement normal moins fréquents et plus graves que les incidents de fonctionnement prévus, et comprenant les accidents de dimensionnement et les conditions additionnelles de dimensionnement.

conditions additionnelles de dimensionnement. Conditions accidentelles postulées non considérées comme des accidents de dimensionnement mais prises en compte dans le processus de conception de l'installation conformément aux méthodes de type 'meilleure estimation' et dans lesquelles les rejets de matières radioactives sont maintenus dans des limites acceptables.

- ① Elles comprennent les conditions des événements sans dégradation sensible du combustible et les conditions avec fusion du cœur.

état maîtrisé. État de l'installation de réacteur suivant un incident de fonctionnement prévu ou des conditions accidentelles dans lequel les principales fonctions de sûreté peuvent être assurées et qui peut être maintenu suffisamment longtemps pour permettre l'application de dispositions en vue d'atteindre un état sûr.

états de l'installation (*états postulés d'une installation de réacteur de recherche pris en considération aux fins de la conception*)



état sûr. État de l'installation de réacteur suivant un incident de fonctionnement prévu ou des conditions accidentelles dans lequel le réacteur est sous-critique et dans lequel les principales fonctions de sûreté peuvent être assurées et maintenues de manière stable sur le long terme.

dispositif de sûreté (pour les conditions additionnelles de dimensionnement). Dispositif conçu pour remplir une fonction de sûreté ou ayant une fonction de sûreté dans les conditions additionnelles de dimensionnement.

points de consigne des systèmes de sûreté. Paramètres pour les seuils à partir desquels les systèmes de sûreté se déclenchent automatiquement en cas d'incident de fonctionnement prévu ou d'accident de dimensionnement afin d'empêcher le dépassement des limites de sûreté.

PERSONNES AYANT COLLABORÉ À LA RÉDACTION ET À L'EXAMEN DU TEXTE

Abou Yehia, H.	Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (France)
Adams, A.	Commission de la réglementation nucléaire (États-Unis d'Amérique)
Boado Magán, H.	Consultant
D'Arcy, A.J.	South African Nuclear Energy Corporation (Afrique du Sud)
Deitrich, L.W.	Consultant
Hargitai, T.	Agence internationale de l'énergie atomique
Hirshfeld, H.	Commission israélienne de l'énergie atomique (Israël)
Polyakov, D.	Service fédéral de supervision environnementale, technologique et nucléaire (Fédération de Russie)
Sears, D.F.	Agence internationale de l'énergie atomique
Shokr, A.M.	Agence internationale de l'énergie atomique



IAEA

Agence internationale de l'énergie atomique

N° 25

OÙ COMMANDER ?

Dans les pays suivants, vous pouvez vous procurer les publications de l'AIEA disponibles à la vente chez nos dépositaires ci-dessous ou dans les grandes librairies.

Les publications non destinées à la vente doivent être commandées directement à l'AIEA. Les coordonnées figurent à la fin de la liste ci-dessous.

ALLEMAGNE

Goethe Buchhandlung Teubig GmbH

Schweitzer Fachinformationen

Willstätterstrasse 15, 40549 Düsseldorf, ALLEMAGNE

Téléphone : +49 (0) 211 49 874 015 • Fax : +49 (0) 211 49 874 28

Courriel : kundenbetreuung.goethe@schweitzer-online.de • Site web : www.goethebuch.de

CANADA

Renouf Publishing Co. Ltd

22-1010 Polytek Street, Ottawa, ON K1J 9J1, CANADA

Téléphone : (+1 613) 745 2665 • Fax : +1 643 745 7660

Courriel : order@renoufbooks.com • Site web : www.renoufbooks.com

Bernan / Rowman & Littlefield

15200 NBN Way, Blue Ridge Summit, PA 17214, ÉTATS-UNIS D'AMÉRIQUE

Téléphone : +1 800 462 6420 • Fax : +1 800 338 4550

Courriel : orders@rowman.com • Site web : www.rowman.com/bernan

ÉTATS-UNIS D'AMÉRIQUE

Bernan / Rowman & Littlefield

15200 NBN Way, Blue Ridge Summit, PA 17214, ÉTATS-UNIS D'AMÉRIQUE

Téléphone : +1 800 462 6420 • Fax : +1 800 338 4550

Courriel : orders@rowman.com • Site web : www.rowman.com/bernan

Renouf Publishing Co. Ltd

812 Proctor Avenue, Ogdensburg, NY 13669-2205, ÉTATS-UNIS D'AMÉRIQUE

Téléphone : +1 888 551 7470 • Fax : +1 888 551 7471

Courriel : orders@renoufbooks.com • Site web : www.renoufbooks.com

FÉDÉRATION DE RUSSIE

Scientific and Engineering Centre for Nuclear and Radiation Safety

107140, Moscou, Malaya Krasnoselskaya st. 2/8, bld. 5, FÉDÉRATION DE RUSSIE

Téléphone : +7 499 264 00 03 • Fax : +7 499 264 28 59

Courriel : secnrs@secnrs.ru • Site web : www.secnrs.ru

FRANCE

Form-Edit

5 rue Janssen, B.P. 25, 75921 Paris CEDEX, FRANCE

Téléphone : +33 1 42 01 49 49 • Fax : +33 1 42 01 90 90

Courriel : formedit@formedit.fr • Site web : www.form-edit.com

INDE

Allied Publishers

1st Floor, Dubash House, 15, J.N. Heredi Marg, Ballard Estate, Mumbai 400001, INDE

Téléphone : +91 22 4212 6930/31/69 • Fax : +91 22 2261 7928

Courriel : alliedpl@vsnl.com • Site web : www.alliedpublishers.com

Bookwell

3/79 Nirankari, Delhi 110009, INDE

Téléphone : +91 11 2760 1283/4536

Courriel : bkwell@nde.vsnl.net.in • Site web : www.bookwellindia.com

ITALIE

Libreria Scientifica "AEIOU"

Via Vincenzo Maria Coronelli 6, 20146 Milan, ITALIE

Téléphone : +39 02 48 95 45 52 • Fax : +39 02 48 95 45 48

Courriel : info@libreriaaeiou.eu • Site web : www.libreriaaeiou.eu

JAPON

Maruzen-Yushodo Co., Ltd

10-10 Yotsuyasakamachi, Shinjuku-ku, Tokyo 160-0002, JAPON

Téléphone : +81 3 4335 9312 • Fax : +81 3 4335 9364

Courriel : bookimport@maruzen.co.jp • Site web : www.maruzen.co.jp

RÉPUBLIQUE TCHÈQUE

Suweco CZ, s.r.o.

Sestupná 153/11, 162 00 Prague 6, RÉPUBLIQUE TCHÈQUE

Téléphone : +420 242 459 205 • Fax : +420 284 821 646

Courriel : nakup@suweco.cz • Site web : www.suweco.cz

Les commandes de publications destinées ou non à la vente peuvent 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 • Fax : +43 1 2600 29302 ou +43 1 26007 22529

Courriel : sales.publications@iaea.org • Site web : www.iaea.org/books

Des normes internationales pour la sûreté

« Les gouvernements, les organismes de réglementation et les exploitants doivent veiller à ce que les matières nucléaires et les sources de rayonnements soient partout utilisées de manière bénéfique, sûre et éthique. Les normes de sûreté de l'AIEA sont conçues pour faciliter cet objectif, et j'encourage tous les États Membres à les utiliser. »

Yukiya Amano
Directeur général