

Normes de sûreté de l'AIEA

pour la protection des personnes et de l'environnement

Sûreté des installations du cycle du combustible nucléaire

Prescriptions de sûreté particulières

N° SSR-4



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 web 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 : Centre international de Vienne, BP 100, 1400 Vienne (Autriche).

Tous les utilisateurs des normes de sûreté sont invités à faire connaître à l'AIEA l'expérience qu'ils ont de cette utilisation (c'est-à-dire comme base de la réglementation nationale, pour des examens de la sûreté, pour des cours) afin que les normes continuent de répondre aux besoins des utilisateurs. Les informations peuvent être données sur le site web 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 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 **Préparation et conduite des interventions d'urgence, Radiological Assessment Reports, INSAG Reports** (Groupe international pour la sûreté nucléaire), **Rapports techniques** 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 INSTALLATIONS
DU CYCLE DU COMBUSTIBLE
NUCLÉAIRE

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

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

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-4

SÛRETÉ DES INSTALLATIONS DU CYCLE DU COMBUSTIBLE NUCLÉAIRE

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, 2018

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
BP 100
1400 Vienne
Autriche
télécopie : +43 1 2600 29302
téléphone : +43 1 2600 22417
courriel : sales.publications@iaea.org
<http://www.iaea.org/books>

© IAEA, 2018

Imprimé par l'AIEA en Autriche
Décembre 2018
STI/PUB/1791

SÛRETÉ DES INSTALLATIONS
DU CYCLE DU COMBUSTIBLE
NUCLÉAIRE

AIEA, VIENNE, 2018
STI/PUB/1791
ISBN 978-92-0-205318-2
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

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

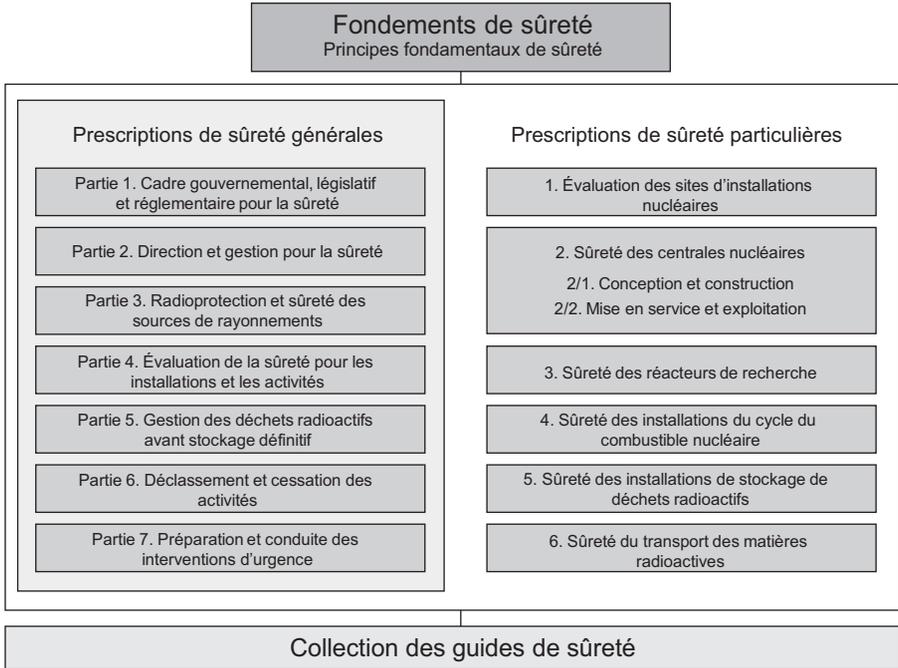


FIG. 1. Structure à long terme de la collection Normes de sûreté de l'AIEA.

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 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.

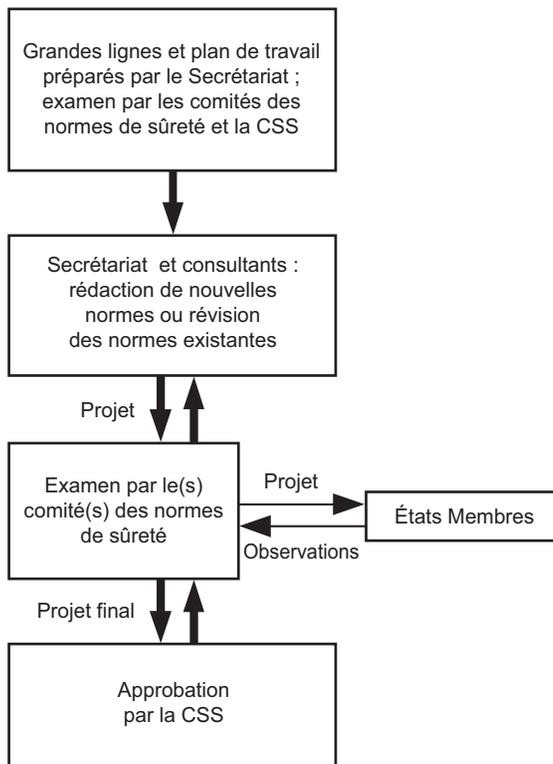


FIG. 2. Processus d'élaboration d'une nouvelle norme de sûreté ou de révision d'une norme existante.

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.

SOMMAIRE

1.	INTRODUCTION.....	1
	Généralités (1.1–1.4).....	1
	Objectif (1.5–1.7).....	3
	Champ d'application (1.8–1.13).....	3
	Structure (1.14–1.15).....	5
2.	APPLICATION DE L'OBJECTIF DE SÛRETÉ, ET CONCEPTS ET PRINCIPES DE SÛRETÉ POUR LES INSTALLATIONS DU CYCLE DU COMBUSTIBLE NUCLÉAIRE.....	7
	Généralités (2.1).....	7
	Objectif fondamental de sûreté (2.2–2.4).....	7
	Principes fondamentaux de sûreté (2.5–2.6).....	9
	Radioprotection (2.7–2.9).....	10
	Concept de défense en profondeur (2.10–2.14).....	11
	Approche graduée (2.15).....	15
3.	SUPERVISION RÉGLEMENTAIRE POUR LES INSTALLATIONS DU CYCLE DU COMBUSTIBLE NUCLÉAIRE	15
	Infrastructure législative et réglementaire (3.1–3.2).....	15
	Processus d'autorisation (3.3–3.4).....	16
	Prescription 1 : Dossier d'autorisation (3.5–3.12).....	17
	Inspection et coercition (3.13–3.16).....	19
4.	GESTION ET VÉRIFICATION DE LA SÛRETÉ POUR UNE INSTALLATION DU CYCLE DU COMBUSTIBLE NUCLÉAIRE	20
	Responsabilité de la sûreté.....	20
	Prescription 2 : Responsabilités en matière de gestion de la sûreté (4.1–4.4).....	20
	Prescription 3 : Politique de sûreté (4.5–4.7).....	21
	Système de gestion.....	22
	Prescription 4 : Système de gestion (4.8–4.23).....	22
	Vérification de la sûreté.....	26
	Prescription 5 : Évaluation de la sûreté et examen périodique de la sûreté (4.24–4.28).....	26
	Prescription 6 : Comité de sûreté (4.29–4.33).....	28

5.	ÉVALUATION DU SITE POUR LES INSTALLATIONS DU CYCLE DU COMBUSTIBLE NUCLÉAIRE.	30
	Évaluation du site (5.1–5.9)	30
	Évaluation du site pour les installations nouvelles (5.10–5.12)	33
	Évaluation continue du site (5.13–5.14).	34
6.	CONCEPTION DES INSTALLATIONS DU CYCLE DU COMBUSTIBLE NUCLÉAIRE	34
	Évaluation de la conception et de la sûreté	34
	Prescription 7 : Fonctions de sûreté principales (6.1–6.5)	34
	Prescription 8 : Radioprotection (6.6–6.7)	36
	Prescription 9 : Considérations générales sur la conception (6.8–6.18)	37
	Prescription 10 : Application du concept de défense en profondeur (6.19–6.27)	39
	Prescription 11 : Recours à une approche graduée (6.28–6.30)	42
	Prescription 12 : Pratiques techniques éprouvées en matière de conception (6.31–6.36)	43
	Prescription 13 : Classement de sûreté des constituants importants pour la sûreté (6.37–6.40)	45
	Base de conception	46
	Prescription 14 : Base de conception des constituants importants pour la sûreté (6.41–6.42)	46
	Prescription 15 : Risques internes (6.43–6.48).	46
	Prescription 16 : Risques externes (6.49–6.54)	48
	Prescription 17 : Critères de conception et règles techniques de conception (6.55–6.57)	49
	Prescription 18 : Définition des limites et conditions d’exploitation (6.58–6.59)	50
	Prescription 19 : Événements initiateurs postulés (6.60–6.64)	50
	Prescription 20 : Analyse de la base de conception (6.65–6.72)	51
	Prescription 21 : Conditions additionnelles de dimensionnement (6.73–6.76)	53
	Prescription 22 : Analyse des incendies et des explosions (6.77–6.79).	55
	Prescriptions particulières en matière de conception (6.80–6.90)	56
	Prescription 23 : Redondance, diversité et indépendance (6.91–6.93).	58

Prescription 24 : Dispositions de conception relatives à la gestion des déchets radioactifs (6.94–6.99)	59
Prescription 25 : Conception aux fins de la gestion des rejets radioactifs atmosphériques et liquides (6.100–6.104)	60
Prescription 26 : Conception aux fins de la maintenance, des essais périodiques et de l’inspection de constituants importants pour la sûreté (6.105–6.106)	61
Prescription 27 : Ergonomie (6.107–6.110)	62
Prescription 28 : Contrôle du transfert de matières radioactives et d’autres matières dangereuses (6.111–6.112)	63
Dispositions concernant la durée de vie d’une installation du cycle du combustible nucléaire	63
Prescription 29 : Dispositions de conception relatives à la construction (6.113)	64
Prescription 30 : Qualification des constituants importants pour la sûreté (6.114–6.115)	64
Prescription 31 : Dispositions de conception relatives à la mise en service (6.116)	65
Prescription 32 : Considérations de conception relatives à la gestion du vieillissement (6.117–6.118)	65
Prescription 33 : Dispositions de conception relatives au déclassement (6.119)	66
Radioprotection	66
Prescription 34 : Conception aux fins de la protection contre l’exposition interne aux rayonnements (6.120–6.122)	66
Prescription 35 : Moyens de confinement (6.123–6.128)	67
Prescription 36 : Conception aux fins de la protection contre l’exposition aux rayonnements externes (6.129–6.134)	69
Prescription 37 : Systèmes de surveillance radiologique (6.135–6.137)	70
Prescription 38 : Conception aux fins de la sûreté-criticité (6.138–6.156)	72
Prescription 39 : Conception de dispositifs aux fins de l’évacuation de la chaleur (6.157–6.159)	78
Prescriptions de conception aux fins de la protection contre les dangers non radiologiques	78
Prescription 40 : Mesures de conception visant à empêcher et à contrôler des réactions dangereuses entre les matières (6.160–6.161)	78

Prescription 41 : Mesures de conception visant à empêcher et à maîtriser les incendies et à éviter les explosions (6.162–6.167) . . .	79
Prescription 42 : Conception aux fins de la protection contre les produits chimiques toxiques (6.168)	80
Systèmes de contrôle-commande	81
Prescription 43 : Conception des systèmes de contrôle-commande (6.169–6.177)	81
Prescription 44 : Fiabilité et testabilité des systèmes de contrôle-commande (6.178)	83
Prescription 45 : Conception et mise au point d'équipements informatisés dans les systèmes importants pour la sûreté (6.179) . .	84
Prescription 46 : Conception des salles et des panneaux de commande (6.180)	84
Systèmes d'urgence	85
Prescription 47 : Conception aux fins de la préparation et de la conduite des interventions d'urgence (6.181–6.183)	85
Prescription 48 : Mise en place d'une installation d'intervention d'urgence (6.184–6.186)	86
Prescription 49 : Installation d'une alimentation électrique de secours (6.187–6.189)	86
Autres considérations relatives à la conception	87
Prescription 50 : Mise en place de systèmes d'air comprimé (6.190–6.191)	87
Prescription 51 : Conception aux fins de la manipulation et de l'entreposage des matières fissiles et autres matières radioactives (6.192–6.198)	88
Prescription 52 : Conception aux fins du suivi et de l'analyse de la chimie du processus (6.199)	90
 7. CONSTRUCTION	 90
Prescription 53 : Programme de construction (7.1–7.7)	90
 8. MISE EN SERVICE	 92
Prescription 54 : Programme de mise en service (8.1–8.27)	92
 9. EXPLOITATION	 98
Organisation (9.1–9.8)	98

Prescription 55 : Structure et fonctions de l'organisme exploitant (9.9–9.12)	100
Prescription 56 : Personnel d'exploitation (9.13–9.26)	101
Gestion de la sûreté d'exploitation	103
Prescription 57 : Limites et conditions d'exploitation (9.27–9.37) . .	103
Prescription 58 : Formation, perfectionnement et qualification du personnel (9.38–9.50)	106
Prescription 59 : Conduite des activités liées à la sûreté (9.51–9.52).	109
Prescription 60 : Gestion du vieillissement (9.53–9.55)	109
Prescription 61 : Contrôle opérationnel des modifications (9.56–9.61)	110
Prescription 62 : Dossiers et rapports (9.62–9.65)	112
Opérations de l'installation	113
Prescription 63 : Procédures de conduite (9.66–9.70)	113
Prescription 64 : Entretien opérationnel et conditions matérielles (9.71–9.73)	114
Maintenance, essais périodiques et inspection	115
Prescription 65 : Maintenance, essais périodiques et inspection (9.74–9.82)	115
Sûreté-criticité nucléaire	116
Prescription 66 : Contrôle de la criticité en exploitation (9.83–9.89)	116
Programme de radioprotection et gestion des déchets et effluents radioactifs	119
Prescription 67 : Programme de radioprotection (9.90–9.101)	119
Prescription 68 : Gestion des déchets et effluents radioactifs (9.102–9.108)	121
Programmes concernant la sûreté d'exploitation	123
Prescription 69 : Protection contre les incendies et les explosions (9.109–9.115)	123
Prescription 70 : Gestion de la sûreté industrielle et chimique (9.116–9.117)	125
Prescription 71 : Programme de gestion des accidents en cours d'exploitation (9.118–9.119)	125
Prescription 72 : Préparation des interventions d'urgence (9.120–9.132)	126
Prescription 73 : Retour d'information sur l'exploitation d'exploitation (9.133–9.137)	129

10.	PRÉPARATION DU DÉCLASSEMENT	130
	Prescription 74 : Plan de déclassement (10.1–10.13)	130
11.	INTERFACES ENTRE SÛRETÉ ET SÉCURITÉ	132
	Prescription 75 : Interfaces entre la sûreté, la sécurité nucléaire et le système national de comptabilité et de contrôle des matières nucléaires (11.1–11.4).	132
	APPENDICE : SÉLECTION D'ÉVÉNEMENTS INITIATEURS POSTULÉS POUR LES INSTALLATIONS DU CYCLE DU COMBUSTIBLE NUCLÉAIRE	135
	RÉFÉRENCES	139
	ANNEXE : CRITÈRES DE RISQUE POUR LES INSTALLATIONS DU CYCLE DU COMBUSTIBLE NUCLÉAIRE.....	141
	DÉFINITIONS	145
	PERSONNES AYANT COLLABORÉ À LA RÉDACTION ET À L'EXAMEN DU TEXTE	147

1. INTRODUCTION

GÉNÉRALITÉS

1.1. La présente publication de la catégorie Prescriptions de sûreté établit des prescriptions pour tous les domaines importants de la sûreté à tous les stades de la vie utile d'une installation du cycle du combustible nucléaire, y compris la conception et l'exploitation, et pour toutes les activités menées afin d'atteindre l'objectif pour lequel l'installation a été construite. Ces activités comprennent la maintenance, l'inspection en service et d'autres activités associées, ainsi que le traitement des matières radioactives, de leur introduction dans l'installation à leur sortie de l'installation. La présente publication remplace la publication de la catégorie Prescriptions de sûreté sur la sûreté des installations du cycle du combustible nucléaire (n° NS-R-5 de la collection Normes de sûreté de l'AIEA) parue en 2008, puis révisée et republiée avec des appendices supplémentaires en 2016¹.

1.2. Les prescriptions de sûreté nucléaire visent à assurer le plus haut niveau de sûreté qu'on puisse raisonnablement atteindre pour protéger les travailleurs, le public et l'environnement contre les effets nocifs des rayonnements ionisants provenant des installations nucléaires [1]. 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. La présente publication reflète le consensus international actuel et l'expérience acquise par les États Membres de l'AIEA dans l'utilisation de l'édition précédente.

1.3. Dans la présente publication, on entend par « installations du cycle du combustible nucléaire » des installations nucléaires, autres que les centrales nucléaires, les réacteurs de recherche et les assemblages critiques, dans lesquelles des matières nucléaires et des matières radioactives sont traitées, manipulées, entreposées et préparées pour stockage définitif dans des quantités ou à des concentrations qui présentent des dangers potentiels pour le personnel, le public et l'environnement. Les installations du cycle du combustible nucléaire comprennent des installations :

¹ AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE, Sûreté des installations du cycle du combustible nucléaire, collection Normes de sûreté de l'AIEA n° NS-R-5 (Rev.1), AIEA, Vienne (2016).

- a) d'extraction et de traitement des minerais d'uranium ou de thorium ;
- b) de conversion et d'enrichissement de l'uranium ;
- c) de reconversion et de fabrication de combustibles nucléaires de tous types ;
- d) d'entreposage provisoire des matières fissiles et des matières fertiles avant et après irradiation ;
- e) d'utilisation de l'énergie nucléaire pour la production d'électricité, la recherche et à d'autres fins ;
- f) de retraitement du combustible nucléaire usé et des matières fertiles provenant des réacteurs à neutrons thermiques et des réacteurs à neutrons rapides ;
- g) de conditionnement des déchets associés, de traitement des effluents et d'entreposage intérimaire des déchets en vue de leur récupération pour stockage définitif ultérieur ;
- h) de séparation des radionucléides du thorium et de l'uranium irradiés ;
- i) de recherche-développement connexe.

Les prescriptions concernant les centrales nucléaires, les réacteurs de recherche et les assemblages critiques, les installations d'extraction et de traitement du minerai naturel et les installations de stockage définitif des déchets figurent dans d'autres normes de sûreté de l'AIEA et ne sont donc pas traitées dans la présente publication.

1.4. Les installations du cycle du combustible nucléaire recourent à de multiples technologies et procédés différents. Les matières radioactives sont souvent traitées dans une série d'unités interconnectées, en sorte qu'il peut y en avoir dans l'ensemble d'une l'installation. L'état physique et la forme chimique des matières traitées peuvent aussi varier à l'intérieur de la même installation. Certains procédés font appel à des substances chimiques et des gaz dangereux, qui peuvent être toxiques, corrosifs, combustibles ou réactifs, en sorte que des prescriptions particulières peuvent être nécessaires en sus des prescriptions de sûreté nucléaire. Ainsi, les réactifs chimiques utilisés dans de nombreuses installations du cycle du combustible nucléaire peuvent provoquer des réactions exothermiques qu'il faut éventuellement maîtriser pour éviter des effets comme la surchauffe, l'incendie ou l'explosion. Une autre particularité des installations du cycle du combustible nucléaire est qu'elles se caractérisent souvent par des changements fréquents dans le mode d'exploitation, les équipements ou les procédés. L'exploitation des installations du cycle du combustible nucléaire requiert généralement davantage d'intervention des opérateurs que celle des réacteurs nucléaires, ce qui peut présenter des dangers particuliers pour le personnel. Par contre, le danger global pour le public lié à de nombreuses installations du cycle du combustible nucléaire peut être faible.

La nature et la diversité des procédés associés aux installations du cycle du combustible nucléaire sont à l'origine de toutes sortes de situations dangereuses et d'accidents possibles qui doivent être pris en considération dans l'analyse de la sûreté. Compte tenu de la grande diversité des installations et des dangers, les prescriptions énoncées dans la présente publication doivent être appliquées en ayant recours à une approche graduée quand cela est indiqué [1].

OBJECTIF

1.5. La présente publication a pour objectif d'établir une base pour la sûreté et l'évaluation de la sûreté à tous les stades de la vie utile d'une installation du cycle du combustible nucléaire en énonçant des prescriptions concernant l'évaluation du site, la conception, la construction, la mise en service, l'exploitation et la préparation du déclassement qui doivent être respectées pour assurer la sûreté.

1.6. La présente publication est destinée à être utilisée, d'une part, par les organismes intervenant dans la conception, la fabrication, la construction, la modification, la maintenance, l'exploitation et le déclassement des installations du cycle du combustible nucléaire pour l'analyse, la vérification et le réexamen de la sûreté, et pour la fourniture d'un appui technique, et, d'autre part, par les organismes de réglementation. Elle met particulièrement l'accent sur les prescriptions de sûreté relatives à la conception et à l'exploitation, y compris la mise en service.

1.7. La présente publication renvoie aussi à d'autres publications de la catégorie Prescriptions de sûreté de l'AIEA portant sur des aspects liés à la supervision réglementaire, à la gestion de la sûreté et à l'évaluation des sites pour les installations du cycle du combustible nucléaire. Elle est censée être utilisée en conjonction avec ces autres publications de la catégorie Prescriptions de sûreté et avec les guides de sûreté de l'AIEA, qui contiennent des recommandations sur la façon de satisfaire à ces prescriptions pour des types particuliers d'installations et des activités spécifiques.

CHAMP D'APPLICATION

1.8. La présente publication s'applique aux installations du cycle du combustible nucléaire de tous types et de toutes tailles, y compris aux installations de traitement, de raffinage, de conversion, d'enrichissement et de fabrication

de combustible, d'entreposage de combustible nucléaire usé et de retraitement de combustible nucléaire usé, aux installations de recherche-développement du cycle du combustible nucléaire, et aux installations auxiliaires dans lesquelles des matières radioactives sont manipulées. Son champ d'application va du raffinage et de la conversion de l'uranium à l'entreposage des déchets radioactifs avant stockage définitif. Il ne couvre pas les installations d'extraction et de traitement du minerai naturel, les centrales nucléaires, les réacteurs de recherche, les assemblages critiques et les installations de stockage définitif des déchets. Les types de matières radioactives couverts par les prescriptions incluent les matières nucléaires utilisées comme combustibles fissiles ou fertiles dans les réacteurs à neutrons thermiques et les réacteurs à neutrons rapides. Outre l'uranium traité, ces matières comprennent le plutonium, le combustible MOX (mélange d'oxyde d'uranium, UO_2 , et d'oxyde de plutonium, PuO_2), le thorium comme matière fertile et d'autres types de combustibles expérimentaux. Des prescriptions spécifiques des installations de gestion des déchets avant stockage définitif et de gestion des effluents contenant des matières radioactives et des produits chimiques dangereux associés sont aussi incluses. Les processus et les dangers dans les installations qui produisent des isotopes par séparation chimique à partir de matières nucléaires peuvent être similaires aux processus et dangers dans les installations de traitement et de retraitement de combustible nucléaire. Les prescriptions de la présente publication relatives à la sûreté-criticité et au confinement peuvent aussi s'appliquer à ces processus, selon une approche graduée.

1.9. Les prescriptions de sûreté énoncées dans la présente publication doivent être appliquées aux nouvelles installations du cycle du combustible nucléaire, ainsi qu'aux installations existantes dans la mesure du possible.

1.10. Compte tenu de la grande diversité des installations et des opérations couvertes, les prescriptions énoncées dans la présente publication doivent être appliquées d'une manière qui soit proportionnée aux dangers potentiels de chaque installation, selon une approche graduée. Chaque cas dans lequel les prescriptions doivent être appliquées selon une approche graduée est déterminé compte tenu de la nature et de l'ampleur possible des dangers liés à l'installation donnée et aux activités menées (voir la section 2).

1.11. La présente publication ne traite pas :

- a) des prescriptions qui sont couvertes spécifiquement dans d'autres publications de la catégorie Prescriptions de sûreté de l'AIEA (p. ex. réf. [2])

à [6]), si ce n'est pour exiger une approche graduée de l'application de ces autres prescriptions ;

- b) des questions ayant trait à la sécurité nucléaire (hormis les prescriptions relatives aux interfaces entre celle-ci et la sûreté nucléaire examinées à la section 11) ou au système national de comptabilité et de contrôle des matières nucléaires ;
- c) des questions de sûreté industrielle classique qui ne sauraient en aucun cas affecter la sûreté nucléaire d'une installation du cycle du combustible nucléaire. (Par exemple, une fuite de gazole pendant le transfert de gazole pour un générateur diesel n'est pas prise en considération si elle ne peut pas affecter la sûreté nucléaire de l'installation, mais un rejet de HF dû à la fuite et à l'hydrolyse d'UF₆ l'est).

1.12. Si une installation du cycle du combustible nucléaire ou une activité mettant en jeu des matières nucléaires particulière n'est pas exactement conforme au champ d'application ou à la description donnée au paragraphe 1.8, les prescriptions de sûreté énoncées dans la présente publication continuent de s'appliquer comme base pour la définition de prescriptions spécifiques.

1.13. Les termes employés dans la présente publication ont le sens donné et expliqué dans le glossaire de sûreté de l'AIEA [7], sauf indication contraire (voir les définitions).

STRUCTURE

1.14. La section 2 de la présente publication, qui s'inspire de la publication SF-1 de la collection Normes de sûreté de l'AIEA intitulée « Principes fondamentaux de sûreté » [1], introduit l'objectif général de sûreté, et les concepts et principes de sûreté pour les installations nucléaires, en mettant l'accent sur les aspects de la sûreté radiologique et de la sûreté nucléaire des installations du cycle du combustible nucléaire. La section 3, qui s'appuie sur la publication GSR Part 1 (Rev.1) de la collection Normes de sûreté de l'AIEA intitulée « Cadre gouvernemental, législatif et réglementaire de la sûreté » [3], énonce les prescriptions générales relatives à l'infrastructure législative et réglementaire pour autant qu'elles sont pertinentes pour les installations du cycle du combustible nucléaire. La section 4, qui énonce les prescriptions relatives à la gestion et à la vérification de la sûreté, est basée sur la publication GSR Part 2 de la collection Normes de sûreté de l'AIEA intitulée « Direction et gestion pour la sûreté » [4]. La section 5, qui énonce les prescriptions relatives à l'évaluation des sites pour les installations du cycle du combustible nucléaire

nouvelles et existantes, est basée sur la publication NS-R-3 (Rev.1) de la collection Normes de sûreté de l'AIEA intitulée « Évaluation des sites d'installations nucléaires » [5]. La section 6 énonce les prescriptions relatives à l'évaluation de la sûreté pour la conception de tous les types d'installations du cycle du combustible nucléaire. Elle concerne les installations nouvelles et peut aussi être appliquée pour le réexamen de la sûreté des installations existantes. La section 7 énonce les prescriptions relatives à la construction d'une installation du cycle du combustible nucléaire. La section 8 énonce les prescriptions relatives à la mise en service. Elle contient aussi des prescriptions relatives à la transition progressive de la phase inactive à la phase active de mise en service, quand les prescriptions relatives à l'exploitation s'appliquent pour la première fois. Les sections 7 et 8 peuvent aussi s'appliquer aux modifications d'installations existantes, selon une approche graduée.

1.15. La section 9 énonce les prescriptions relatives à la sûreté d'exploitation des installations du cycle du combustible nucléaire, y compris la maintenance, l'utilisation et la modification. Elle contient aussi des prescriptions concernant les dossiers et les rapports relatifs à une installation du cycle du combustible nucléaire, qui sont aussi applicables à d'autres stades de la vie utile d'une installation. La section 10 énonce les prescriptions relatives à la préparation du déclassé sûr d'une installation du cycle du combustible nucléaire sur la base du n° GSR Part 6 de la collection Normes de sûreté de l'AIEA, Déclassé des installations [8], tandis que la section 11 énonce les prescriptions concernant les interfaces entre la sûreté et la sécurité. L'appendice donne des listes d'événements initiateurs postulés à prendre en considération pour l'analyse de la sûreté d'une installation du cycle du combustible nucléaire. L'annexe donne des informations sur la définition de critères de risque pour la sûreté.

2. APPLICATION DE L'OBJECTIF DE SÛRETÉ, ET CONCEPTS ET PRINCIPES DE SÛRETÉ POUR LES INSTALLATIONS DU CYCLE DU COMBUSTIBLE NUCLÉAIRE

GÉNÉRALITÉS

2.1. La publication SF-1 [1] établit l'objectif fondamental de sûreté et dix principes de sûreté qui constituent la base, d'une part, des prescriptions et des mesures de protection des travailleurs, du public et de l'environnement contre les effets nocifs des rayonnements ionisants et, d'autre part, de la sûreté des installations et des activités entraînant des risques radiologiques. Pour restreindre la probabilité d'événements qui pourraient entraîner une perte de contrôle de la sous-criticité ou une perte de confinement de matières radioactives, ou la radioexposition de personnes, il faut aussi maîtriser les risques chimiques et les autres risques non radiologiques liés aux installations du cycle du combustible nucléaire.

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. Le paragraphe 2.1 de la publication SF-1 [1] stipule ce qui suit :

« Cet objectif fondamental de protection des personnes – individuellement et collectivement – et de l'environnement doit être réalisé sans limiter de manière indue l'exploitation des installations ou la conduite d'activités entraînant des risques radiologiques. Pour que les installations soient exploitées et les activités effectuées de manière à répondre aux normes de sûreté les plus rigoureuses pouvant raisonnablement être appliquées, il faut prendre des mesures 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, le déclassement et la fermeture. Il s'applique aussi au transport des matières radioactives et à la gestion des déchets radioactifs. »

Cet objectif s'applique à tous les états de l'installation². Dans la présente publication, « fabrication » s'entend de la fabrication des composants importants pour la sûreté de l'installation et « transport » désigne aussi le transport sur le site. Les prescriptions de sûreté de l'AIEA relatives au transport hors site sont énoncées dans le n° SSR-6 de la collection Normes de sûreté de l'AIEA, Règlement de transport des matières radioactives [9]. Les prescriptions relatives à la fermeture d'un dépôt de déchets sont énoncées dans le n° SSR-5 de la collection Normes de sûreté de l'AIEA, Stockage définitif des déchets radioactifs [10].

2.4. Dans le contexte des installations du cycle du combustible nucléaire, les dangers non radiologiques associés aux matières radioactives présentes dans l'installation doivent aussi être contrôlés afin de réduire le plus possible les risques pour les travailleurs, le public et l'environnement. Les événements dus à des dangers chimiques et aux produits chimiques toxiques utilisés dans l'installation peuvent avoir une importante incidence sur la réalisation de l'objectif fondamental de sûreté. Les dangers industriels associés aux matières radioactives doivent être pris en considération dans la conception, la mise en service et l'exploitation de l'installation. Les activités menées dans les installations du cycle du combustible nucléaire peuvent aussi englober des processus industriels présentant des dangers supplémentaires pour l'exploitation sûre, le personnel du site et l'environnement. Les dangers purement industriels doivent aussi être pris en considération quand ils peuvent interférer avec la sûreté nucléaire de l'installation.

² Voir les définitions.

PRINCIPES FONDAMENTAUX DE SÛRETÉ

2.5. 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. »

2.6. 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 première en matière de sûreté doit incomber à la personne ou à l'organisme³ 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 les installations et activités qui entraînent de tels risques.

Principe 4 : Justification des installations et activités

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

³ Pour les installations du cycle du combustible nucléaire, il s'agit de l'organisme exploitant.

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 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 le plus possible et contrôler les risques radiologiques pour les travailleurs et le personnel du site, le public et l'environnement.

RADIOPROTECTION

2.7. Afin de satisfaire aux principes de sûreté, il est nécessaire de s'assurer, pour toutes les conditions de fonctionnement (fonctionnement normal et incidents de fonctionnement prévus) d'une installation du cycle du combustible nucléaire, que

les doses résultant d'une radioexposition dans l'installation ou d'une exposition due à des rejets radioactifs soient maintenues dans les limites d'exploitation, et en-deçà des limites de doses et à un niveau aussi bas que raisonnablement possible (la protection et la sûreté doivent être optimisées [2]).

2.8. Pour appliquer les principes de sûreté, il faut aussi que les installations du cycle du combustible nucléaire soient conçues et exploitées de façon à maintenir toutes les sources de rayonnements et toutes les matières nucléaires sous un contrôle technique et administratif strict (voir la prescription 57). Toutefois, ces principes n'excluent ni une exposition limitée à des quantités autorisées de matières radioactives, ni le rejet dans l'environnement de telles quantités de matières, provenant de l'installation dans les conditions de fonctionnement. Ces expositions et rejets radioactifs doivent être strictement contrôlés, mesurés ou estimés, enregistrés et maintenus à un niveau aussi bas que raisonnablement possible, conformément aux limites réglementaires, aux limites d'exploitation et aux prescriptions de radioprotection.

2.9. Bien que des dispositions soient prises pour limiter l'exposition aux rayonnements aux niveaux les plus bas qu'on puisse raisonnablement atteindre dans toutes les conditions de fonctionnement et pour réduire le plus possible la probabilité d'événement susceptible d'entraîner la perte du contrôle normal sur la source de rayonnements, il reste une probabilité d'accident, aussi faible soit-elle. Il faut donc prendre des dispositions d'urgence pour atténuer les conséquences de tout accident éventuel. Ces mesures et dispositions comprennent : des dispositifs de sauvegarde ; des dispositifs de sûreté pour les conditions hors dimensionnement⁴ ; des dispositions d'urgence sur site établies par l'organisme exploitant ; et éventuellement des dispositions d'urgence hors site mises en place par les autorités compétentes conformément au 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].

CONCEPT DE DÉFENSE EN PROFONDEUR

2.10. Le principal moyen de prévenir les accidents dans une installation du cycle du combustible nucléaire et d'atténuer leurs conséquences lorsqu'ils se produisent est l'application du concept de défense en profondeur (SF-1 [1], principe 8). Ce concept est appliqué à toutes les activités liées à la sûreté, qu'elles aient trait

⁴ Voir la prescription 21 et les définitions.

à l'organisation, au comportement du personnel ou à la conception, dans toutes les conditions de fonctionnement, y compris les activités comportant des dangers chimiques. Il s'agit de veiller à ce que toutes les activités liées à la sûreté soient soumises à des niveaux de protection (ou barrières) indépendants, de telle sorte que si une défaillance venait à se produire à l'un quelconque de ces niveaux, elle serait détectée et compensée ou corrigée par l'application réussie de mesures aux autres niveaux.

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

2.12. Le paragraphe 3.31 de la publication SF-1 [1] stipule ce qui suit :

« [La défense en profondeur] est essentiellement mise en œuvre à travers un ensemble de niveaux de protection consécutifs et indépendants dont la défaillance entraîne des effets nocifs à des personnes ou à l'environnement. En cas de défaillance d'un niveau de protection ou d'une barrière, le niveau ou la barrière suivant prend le relais. [...] L'efficacité indépendante des différents niveaux de défense est un élément nécessaire de la défense en profondeur. »

Une approche graduée est appliquée au concept de défense en profondeur dans les installations du cycle du combustible nucléaire. 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 que le choix du site, la conception, la construction, la maintenance et l'exploitation de l'installation doivent être réalisés de manière correcte et prudente, conformément à un système de gestion et à des pratiques techniques appropriées et éprouvées. Pour satisfaire à ces exigences, une attention particulière est accordée au choix de codes de calcul et de matériaux appropriés, au contrôle de la qualité de la fabrication des composants et de la construction de l'installation, ainsi qu'à la mise en service de cette dernière. Les options de conception, y compris la sélection de processus, qui permettent de réduire les dangers internes potentiels, contribuent à la prévention des accidents à ce niveau de défense. Une attention est aussi accordée aux processus et procédures

utilisés pour la conception, la fabrication, la construction et l'inspection en service, la maintenance et les essais, à la facilité d'accès pour ces activités, à la façon dont l'installation est exploitée et à la manière dont l'expérience d'exploitation est mise à profit. Ce processus est étayé par une analyse détaillée qui détermine les prescriptions relatives à l'exploitation et la maintenance de l'installation et à la gestion de la qualité des pratiques y afférentes.

- 2) Le deuxième niveau de défense a pour objet de déceler et de contrôler les écarts par rapport aux conditions de fonctionnement, afin d'empêcher des incidents de fonctionnement prévus survenant dans l'installation de dégénérer en conditions accidentelles⁵. Il est ainsi admis que des événements initiateurs postulés surviendront probablement pendant la durée de vie utile d'une installation du cycle du combustible nucléaire malgré les précautions prises pour les éviter. Ce niveau exige la mise en place de systèmes et de caractéristiques de conception spécifiques, la confirmation de leur efficacité grâce à une analyse de la sûreté, et l'établissement de procédures d'exploitation visant à éviter de tels événements initiateurs, ou à en réduire le plus possible les conséquences, et à ramener l'installation à un état sûr.
- 3) Pour le troisième niveau de défense, on part de l'hypothèse – très improbable – que le niveau précédent n'empêcherait pas certains incidents de fonctionnement prévus ou certains événements initiateurs postulés d'échapper au contrôle au niveau précédent et de dégénérer en accident. La survenue de tels accidents est postulée au stade de la conception de l'installation. Il en résulte que des caractéristiques de sûreté intrinsèques et/ou des dispositifs de sauvegarde, une conception sûre en cas de défaillance et des procédures associées doivent être prévus pour maîtriser les conséquences de tels accidents. Ces dispositifs de sauvegarde doivent être capables d'empêcher un endommagement étendu de l'installation ou des rejets importants hors du site et de remettre l'installation dans un état sûr, ainsi que de maintenir au moins une barrière physique pour le confinement des matières radioactives. Cette barrière peut être assurée par la combinaison d'une barrière « statique » et d'une barrière « dynamique » complémentaire (p. ex. un système de ventilation), qui ensemble confinent efficacement les matières radioactives. À ce niveau, l'objectif le plus important est d'empêcher les rejets de matières radioactives et de matières dangereuses associées ou des intensités de rayonnements qui nécessitent des actions protectrices hors site.

⁵ Voir les définitions.

- 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 en profondeur. 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'on puisse raisonnablement atteindre.
- 5) Le cinquième niveau de défense a pour objet d'atténuer les conséquences radiologiques et les conséquences chimiques associées des rejets radioactifs ou des intensités de rayonnements 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. En application du concept de défense en profondeur, les dangers chimiques associés aux matières radioactives (propriétés dangereuses qui résultent de la chimie des matières radioactives ou sont la conséquence des activités menées dans l'installation) doivent être pris en considération à chaque niveau de défense. L'interaction potentielle de multiples installations ou de multiples accidents sur le même site doit aussi être envisagée aux quatrième et cinquième niveaux de défense le cas échéant.

2.14. La philosophie de la sûreté suivie pour respecter l'objectif et 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 sur toute la durée de vie de l'installation du cycle du combustible nucléaire. Parallèlement aux dispositifs de commande automatique, de nombreuses installations du cycle du combustible nucléaire dépendent d'actions des opérateurs pour le maintien et la maîtrise de la sûreté des matières radioactives dans toute l'installation. La philosophie de la sûreté traite des moyens utilisés par l'organisation pour appuyer les personnes et les groupes dans l'accomplissement de leurs tâches en toute sûreté, compte tenu des interactions entre les aspects humains, technologiques et organisationnels. La sensibilisation des personnes aux questions de sûreté et l'engagement individuel en faveur de la sûreté, et le cas échéant une direction et une gestion efficaces de la sûreté, sont donc essentiels pour une application correcte du concept de défense en profondeur.

APPROCHE GRADUÉE

2.15. Les installations du cycle du combustible nucléaire sont de nature et de types variés. Leurs caractéristiques de conception et d'exploitation peuvent différer considérablement et entraîner des dangers très différents. Quand il est prouvé que certains dangers sont très faibles ou inexistants, l'application de certaines caractéristiques ou procédures requises pour les installations présentant des dangers plus élevés peut être moins pertinente ou importante. Comme les installations du cycle du combustible nucléaire sont associées à une gamme de dangers beaucoup plus large que les réacteurs de puissance, une approche graduée peut être utilisée pour appliquer certaines des prescriptions énoncées dans la présente publication (voir la prescription 11).

3. SUPERVISION RÉGLEMENTAIRE POUR LES INSTALLATIONS DU CYCLE DU COMBUSTIBLE NUCLÉAIRE

INFRASTRUCTURE LÉGISLATIVE ET RÉGLEMENTAIRE

3.1. D'après la publication SF-1 [1], le gouvernement est responsable de l'adoption de la législation qui assigne à l'exploitant la responsabilité première en matière de sûreté, et établit un organisme de réglementation chargé de systèmes d'autorisation et d'inspection⁶, du contrôle réglementaire des activités nucléaires et de l'application de la législation, de la réglementation et des conditions des autorisations. Ces principes sont établis à la section 3 (principes 1 et 2) de la publication SF-1 [1].

3.2. Des prescriptions générales relatives au respect de ces principes sont énoncées dans la publication GSR Part 1 (Rev.1) [3], qui 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. D'autres responsabilités et fonctions sont aussi couvertes, comme les liens avec le régime mondial de sûreté, 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

⁶ Voir les prescriptions 23, 27 et 28 de la publication GSR Part 1 (Rev.1) [3].

d'urgence, et les interfaces avec la sécurité nucléaire⁷ (voir GSR Part 1 (Rev.1) [3] et réf. [11]) et le système national de comptabilité et de contrôle des matières nucléaires. Ces prescriptions générales s'appliquent à l'infrastructure législative et gouvernementale générale concernant la sûreté des installations du cycle du combustible nucléaire lors de l'évaluation du site, de la conception, de la construction, de la mise en service, de l'exploitation, de la modification et de la préparation du déclassé. Une approche graduée proportionnée aux dangers potentiels associés à l'installation est utilisée pour l'application de ces prescriptions (voir par. 2.15).

PROCESSUS D'AUTORISATION

3.3. Différents types d'autorisations sont requis aux différentes phases du cycle de vie d'une installation [3]. Le processus d'autorisation peut différer selon les États, mais les stades de la vie utile d'une installation du cycle du combustible nucléaire sont habituellement les suivants :

- 1) évaluation du site ;
- 2) conception ;
- 3) construction ;
- 4) mise en service ;
- 5) exploitation, y compris utilisation et modifications⁸ ;
- 6) mise à l'arrêt ;
- 7) déclassé ;
- 8) levée du contrôle réglementaire.

3.4. Dans certains cas, plusieurs stades peuvent être autorisés par une seule licence, assortie de conditions pour contrôler les stades ultérieurs. D'autres stades, comme la fin de l'exploitation, pourraient être requis par l'organisme de réglementation.

⁷ L'AIEA énonce des orientations sur la sécurité nucléaire dans la collection Sécurité nucléaire.

⁸ Bien que l'utilisation et la modification des installations du cycle du combustible nucléaire soient des activités faisant habituellement partie de l'exploitation, on peut les considérer dans certains cas comme des étapes distinctes de la procédure d'autorisation car, du fait de leurs incidences sur la sûreté, elles donnent lieu à un grand nombre d'examen et d'évaluations qui sont répétés à maintes reprises tout au long de la durée de vie de l'installation (voir la prescription 5).

Prescription 1 : Dossier d'autorisation

L'organisme exploitant démontre la sûreté de son installation au moyen d'une série de documents appelée « dossier d'autorisation » (ou « argumentaire de sûreté »). Le dossier d'autorisation constitue une base pour la sûreté de l'installation à tous les stades de sa vie utile et est mis à jour régulièrement pour tenir compte des modifications apportées à l'installation et d'autres changements. Le dossier d'autorisation est examiné par l'organisme de réglementation pour déterminer s'il convient d'accorder les autorisations prévues par les prescriptions législatives et réglementaires nationales.

3.5. Le dossier d'autorisation inclut un rapport de sûreté adéquat et les limites et conditions d'exploitation, ainsi que toutes autres informations requises par l'organisme de réglementation. Il contient une démonstration détaillée de la sûreté de l'installation et constitue la base de toutes les décisions relatives à la sûreté de l'installation que prend l'organisme exploitant ; il est donc un lien important entre l'organisme exploitant et l'organisme de réglementation.

3.6. Le rapport de sûreté décrit toutes les activités importantes pour la sûreté avec le niveau de détail approprié, ainsi que les restrictions éventuelles concernant les intrants et les produits de l'installation. Il décrit l'application des principes et des critères de sûreté à la conception pour la protection des travailleurs, du public et de l'environnement. Le rapport de sûreté contient une analyse des dangers liés à l'exploitation de l'installation et démontre que les prescriptions réglementaires et les critères sont respectés. Il contient aussi des analyses des accidents et des caractéristiques de sûreté incorporées à la conception pour prévenir les accidents ou réduire le plus possible leur probabilité et atténuer leurs conséquences conformément au concept de défense en profondeur.

3.7. Les fonctions de sûreté, les limites de sûreté associées et les constituants importants pour la sûreté sont répertoriés dans le rapport de sûreté, qui donne aussi des détails sur l'organisme exploitant, la conduite des opérations et le système de gestion tout au long de la vie utile de l'installation du cycle du combustible nucléaire. Le dossier d'autorisation donne des détails sur les dispositions d'urgence prises pour l'installation.

3.8. Le degré de détail des informations à fournir dans le rapport de sûreté est déterminé grâce à une approche graduée. Le rapport cite des références supplémentaires qui pourraient s'avérer nécessaires pour son examen et son évaluation détaillés. La documentation de référence est à la disposition de

l'organisme de réglementation. Le rapport de sûreté traite, dans tous les cas, tous les thèmes indiqués aux paragraphes 3.6 et 3.7.

3.9. Le dossier d'autorisation fixe les intervalles à respecter pour les essais périodiques et les inspections des constituants importants pour la sûreté. Il comporte une analyse de l'application du principe d'optimisation de la protection (principe 5 de la publication SF-1 [1]) dans la conception et l'exploitation de l'installation.

3.10. L'organisme exploitant notifie adéquatement à l'organisme de réglementation son intention de passer d'un stade à l'autre de la vie utile de l'installation. Les décisions sur la nécessité d'une autorisation sont consignées par l'organisme de réglementation, qui évalue le dossier d'autorisation avant d'octroyer une autorisation. L'organisme exploitant soumet le dossier d'autorisation à l'organisme de réglementation à l'appui de sa demande d'autorisation de l'installation ou de l'activité. Un calendrier de soumission des documents pour examen-évaluation pour les étapes de la procédure d'autorisation est convenu entre l'organisme de réglementation et l'organisme exploitant.

3.11. L'organisme de réglementation base l'autorisation ultérieure des stades de la vie utile de l'installation sur les objectifs, principes et critères associés de sûreté pertinents pour s'assurer que l'installation ne présente pas de risques radiologiques indus pour le personnel sur le site, le public et l'environnement. L'organisme de réglementation tient compte des dangers chimiques associés et des conseils de sécurité dans son évaluation. Les objectifs spécifiques de l'examen-évaluation réglementaire sont énoncés dans la publication GSR Part 1 (Rev.1) [3]. L'examen-évaluation par l'organisme de réglementation est proportionné à l'ampleur potentielle des dangers associés à l'installation selon une approche graduée.

Critères d'appréciation de la sûreté

3.12. Chaque pays élabore son approche des critères d'appréciation de la sûreté, compte tenu de sa propre infrastructure législative et réglementaire. Les critères d'appréciation de la sûreté sont basés sur les principes de la sûreté de conception et d'exploitation et sont communiqués à l'organisme exploitant, de préférence avant le début du projet d'installation du cycle du combustible nucléaire. L'annexe de la présente publication illustre le concept de critères d'appréciation de la sûreté, exprimés en termes de relations entre la probabilité d'un événement et les conséquences de l'événement.

INSPECTION ET COERCITION

3.13. Le paragraphe 2.5 de la publication GSR Part 1 (Rev.1) [3] stipule que le cadre gouvernemental, législatif et réglementaire de la sûreté « [...] 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 la publication GSR Part 1 (Rev.1) [3] stipule :

« 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), leur fréquence, de même que les domaines et les programmes à inspecter, conformément à une approche graduée. »

3.15. La prescription 30 de la publication GSR Part 1 (Rev.1) [3] stipule :

« 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 y a des preuves de non-conformité ou si des risques sont repérés, y compris des risques non prévus dans le processus d'autorisation, les mesures de coercition décrites au paragraphe 4.55 de la publication GSR Part 1 (Rev.1) [3] sont prises.

4. GESTION ET VÉRIFICATION DE LA SÛRETÉ POUR UNE INSTALLATION DU CYCLE DU COMBUSTIBLE NUCLÉAIRE

RESPONSABILITÉ DE LA SÛRETÉ

Prescription 2 : Responsabilités en matière de gestion de la sûreté

L'organisme exploitant assume la responsabilité première de la sûreté d'une installation du cycle du combustible nucléaire pendant sa durée de vie utile. Cette responsabilité consiste notamment à s'assurer que la conception satisfait à toutes les prescriptions de sûreté applicables.

4.1. L'organisme exploitant et tous les autres organismes menant des activités importantes pour la sûreté d'une installation du cycle du combustible nucléaire sont chargés de veiller à ce que la priorité la plus élevée soit accordée aux questions de sûreté. L'organisme exploitant possède les compétences voulues pour s'assurer que l'installation satisfait à toutes les prescriptions de sûreté applicables et conserve la responsabilité de la sûreté lorsqu'il sous-traite un processus quelconque, y compris la conception ou des activités d'analyse.

4.2. Afin que le personnel, à tous les échelons, fasse preuve de rigueur et de minutie dans la réalisation et le maintien de la sûreté dans toutes les activités, l'organisme exploitant :

- a) définit clairement les responsabilités en matière de sûreté et les voies hiérarchiques et lignes de communication correspondantes et fait en sorte que les personnes ne reçoivent pas de rôle opérationnel en conflit avec leurs responsabilités en matière de sûreté ;
- b) veille à disposer, à tous les niveaux, d'un personnel suffisamment qualifié et expérimenté ;
- c) favorise une solide culture de sûreté 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 ;

- d) procède régulièrement à des examens, contrôles et enquêtes⁹ pour toutes les questions de sûreté, et prend, au besoin, les mesures correctives appropriées ;
- e) affecte des ressources financières adéquates pour assurer la sûreté, y compris des ressources financières pour le déclassement quand le gouvernement n'y pourvoit pas.

4.3. L'organisme exploitant prépare un argumentaire de sûreté détaillé, qui inclut une analyse adéquate de la sûreté, à chaque stade de la durée de vie utile de l'installation. L'analyse de la sûreté à chaque stade comprend une démonstration adéquate de la façon dont l'organisme exploitant entend s'acquitter de sa responsabilité en matière de sûreté à tous les stades ultérieurs de la vie de l'installation du cycle du combustible nucléaire.

4.4. L'organisme exploitant soumet en temps voulu à l'organisme de réglementation toute information que celui-ci a demandée. Il informe aussi l'organisme de réglementation de toute nouvelle information supplémentaire et de toute modification importante apportée à des informations soumises antérieurement. Toutes les informations que l'organisme exploitant communique à l'organisme de réglementation sont complètes et exactes. La présentation et le contenu du dossier de sûreté que l'organisme exploitant soumet à l'organisme de réglementation à l'appui de la demande d'autorisation sont conformes aux prescriptions énoncées dans la présente publication.

Prescription 3 : Politique de sûreté

L'organisme exploitant établit et applique des politiques en matière de sûreté, de santé et d'environnement qui donnent à la protection et à la sûreté la priorité absolue que justifie leur importance.

4.5. 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 de l'installation et des calendriers des projets ou des programmes de recherche-développement. La politique de

⁹ Des évaluations indépendantes du type audits ou activités de surveillance sont effectuées pour déterminer dans quelle mesure les prescriptions relatives au système de gestion sont respectées, évaluer l'efficacité de ce système et repérer les possibilités d'amélioration. Elles peuvent être conduites par l'organisation elle-même ou pour son compte pour des besoins internes, par des parties intéressées comme des clients, par l'organisme de réglementation (ou par d'autres personnes pour son compte), ou par des organisations extérieures indépendantes.

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. Les responsables encouragent une prise de conscience de la sûreté parmi le personnel de l'organisation (voir réf. [12]).

4.6. La politique de sûreté stipule clairement le rôle pilote des plus hauts responsables dans ce domaine. La direction¹⁰ est chargée de diffuser et d'appliquer les dispositions de la politique de sûreté dans toute l'organisation. 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 matière de comportement sont clairement indiquées à tout le personnel, y compris celui des organismes d'appui externes et des sous-traitants, et il est fait en sorte que ces attentes soient comprises par tous ceux qui sont censés y répondre.

4.7. La politique de sûreté de l'organisme exploitant prévoit l'engagement de renforcer la sûreté d'exploitation. La stratégie qu'il adopte pour renforcer la sûreté et trouver des moyens plus efficaces d'appliquer les normes de sûreté fait l'objet d'un suivi permanent et d'examen périodiques et est appuyée par un programme clairement défini avec des objectifs et des buts précis.

SYSTÈME DE GESTION

Prescription 4 : Système de gestion

L'organisme exploitant établit, met en œuvre, évalue et améliore en permanence un système intégré de gestion pour faire en sorte que toutes les prescriptions de sûreté soient respectées à tous les stades de la vie utile de l'installation du cycle du combustible nucléaire.

4.8. L'organisme exploitant établit et applique un système de gestion cohérent unique dans lequel tous les constituants de l'organisation, y compris sa structure, ses ressources et ses processus, sont intégrés pour permettre d'atteindre les objectifs de l'organisation¹¹. Les prescriptions relatives à un système intégré

¹⁰ La direction est la personne ou le groupe chargé par l'organisation de diriger, contrôler et évaluer une organisation au plus haut niveau [7].

¹¹ 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.

de gestion pour les installations et activités sont établies dans la publication GSR Part 2 [4]. Celles-ci et les objectifs et principes connexes sont pris en considération lors de l'élaboration et de l'application d'un système de gestion pour une installation du cycle du combustible nucléaire sur la base de l'importance de chaque constituant, service ou processus pour la sûreté. La portée de l'élaboration et de l'application du système de gestion est déterminée selon une approche graduée pour une installation donnée du cycle du combustible nucléaire.

4.9. L'organisme exploitant fait en sorte, grâce à l'élaboration et à l'application du système de gestion, que l'installation du cycle du combustible nucléaire soit située, conçue, construite, mise en service, exploitée et déclassée de manière sûre et dans les limites et conditions d'exploitation précisées dans le dossier d'autorisation et le rapport de sûreté.

4.10. Les dispositions en matière de gestion sont élaborées et établies en temps voulu avant les transitions entre les principaux stades de la vie utile de l'installation du cycle du combustible nucléaire. En particulier, les activités d'étude du site, normalement entreprises bien avant le lancement d'un projet, sont couvertes par le système de gestion.

4.11. Le système de gestion englobe tous les aspects de la gestion de sorte que les processus et activités importants pour la sûreté soient définis et mis en œuvre en cohérence avec d'autres prescriptions, y compris celles qui concernent l'encadrement, la performance humaine, la sécurité, la qualité, la protection de la santé et la protection de l'environnement. Le système de gestion donne effet à la politique de sûreté.

4.12. Le système de gestion comprend les prescriptions suivantes :

- a) les prescriptions législatives et réglementaires pertinentes de l'État ;
- b) toute prescription convenue avec les parties intéressées ;
- c) les normes de sûreté pertinentes de l'AIEA relatives à des questions non couvertes par les alinéas a) et b).

4.13. La documentation du système de gestion est examinée et soumise à approbation¹² aux niveaux hiérarchiques appropriés de l'organisme exploitant,

¹² Dans la présente publication, sauf indication contraire, « approbation » s'entend soit de l'approbation de la direction de l'organisme exploitant soit de l'approbation de l'organisme de réglementation.

et elle est soumise à l'organisme de réglementation pour examen et évaluation si nécessaire.

4.14. Les dispositions du système de gestion sont basées sur quatre catégories fonctionnelles : responsabilité de la direction ; gestion des ressources ; mise en œuvre des processus ; et mesure, évaluation et amélioration.

Responsabilité de la direction

4.15. La responsabilité de la direction couvre la planification, la mise en œuvre et la fourniture des moyens et de l'appui nécessaires pour atteindre les objectifs de l'organisation. Avant de prendre des décisions majeures affectant la sûreté, la direction cherche un avis indépendant et l'accord de l'organisme de réglementation si nécessaire. À cet égard, le système de gestion comprend des dispositions pour assurer une communication efficace et une attribution claire des responsabilités, dans laquelle les responsabilités sont assignées sans ambiguïté aux divers acteurs au sein de l'organisation et aux fournisseurs, afin de s'assurer que les processus et activités importants pour la sûreté sont contrôlés et exécutés de sorte que les objectifs de sûreté soient atteints.

Gestion des ressources

4.16. La gestion des ressources comprend des mesures permettant de s'assurer que les ressources essentielles à la mise en œuvre de la politique de sûreté et au renforcement de la sûreté, et à la réalisation des objectifs de l'organisation sont définies et mises à disposition. Le système de gestion permet de veiller à ce que :

- a) l'organisme exploitant soit doté d'un personnel qualifié suffisant pour l'exploitation sûre de l'installation ;
- b) les fournisseurs, les fabricants et les concepteurs de constituants importants pour la sûreté aient un système de gestion efficace en place ;
- c) le personnel externe (y compris celui des fournisseurs d'équipements et de services) soit suffisamment qualifié et exécute les activités avec les mêmes contrôles et selon les mêmes normes que le personnel de l'installation ;
- d) les équipements, outils, matières, matériels et logiciels nécessaires au fonctionnement sûr de l'installation à tous les stades de sa vie utile soient spécifiés, livrés, vérifiés et maintenus conformément au système de gestion.

Mise en œuvre des processus

4.17. La mise en œuvre des processus comprend les actions et les tâches nécessaires pour atteindre le niveau approprié de qualité, selon une approche graduée. Ces actions et ces tâches incluent le recensement des processus du système de gestion et la détermination des séquences de ces processus et des interactions entre eux.

4.18. Le système de gestion comprend des dispositions pour s'assurer 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 le déclassement de l'installation du cycle du combustible nucléaire sont exécutés conformément aux codes, normes, spécifications, procédures et contrôles administratifs établis¹³. Les moyens de détecter et de corriger les défauts dans l'une quelconque de ces activités sont fournis. Les constituants et services importants pour la sûreté sont spécifiés et contrôlés pour veiller à leur utilisation, maintenance et configuration correctes. L'emploi de codes de calcul pour la justification de la sûreté de l'installation ainsi que leur vérification et leur validation (essais et expériences par exemple) sont couverts par le système de gestion.

4.19. Pour la fabrication, l'installation et la construction des constituants importants pour la sûreté de l'installation du cycle du combustible nucléaire, des processus sont établis pour s'assurer que les règlements et les prescriptions de sûreté pertinents sont respectés et que les travaux de construction sont correctement exécutés. Ces processus sont tels qu'ils permettent à l'organisme exploitant de s'assurer que la fabrication et la construction de constituants importants pour la sûreté sont conformes à l'objectif de conception et aux prescriptions réglementaires (voir la prescription 13).

4.20. Dans le cadre du système de gestion, des processus de contrôle des modifications sont établis et classés selon l'importance de la modification pour la sûreté. Ces processus couvrent la conception, l'examen, l'évaluation et l'approbation, la fabrication, l'essai et la mise en œuvre d'un projet de modification. Des procédures pertinentes décrivant les processus sont mises en place par l'organisme exploitant avant la mise en service de l'installation du cycle du combustible nucléaire. Pour les installations de recherche/développement

¹³ Dans la présente publication, on entend par « contrôles administratifs » les instructions visant à modifier les actions individuelles et collectives des membres du personnel afin de maintenir ou de renforcer la sûreté.

du cycle du combustible nucléaire, les activités du programme d'utilisation (y compris les expériences nouvelles) sont soumises aux mêmes prescriptions que les modifications.

4.21. Lorsqu'une installation du cycle du combustible nucléaire importe des matières nucléaires, toxiques ou inflammables ou génère des produits, des déchets ou des effluents, les incidences pour la sûreté de ces matières ou de tout transfert sur site de ces matières sont couvertes par les processus du système de gestion selon une approche graduée. Les prescriptions relatives au transport hors site des matières radioactives sont établies dans la publication SSR-6 [9].

4.22. Le système de gestion permet de s'assurer que les constituants et services achetés satisfont aux critères établis en matière de conception, qualité et performance. Les fournisseurs sont évalués et choisis sur la base de critères spécifiés, qui sont revus périodiquement, les fournisseurs étant alors réévalués. Les prescriptions concernant la notification d'écarts par rapport aux spécifications d'achat sont précisées dans les documents relatifs aux achats. 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.

Mesure, évaluation et amélioration

4.23. La mesure et l'évaluation donnent une indication de l'efficacité des processus de gestion et de la performance du travail. L'efficacité du système de gestion est évaluée périodiquement grâce à des audits. Les faiblesses des processus et de la performance sont recensées et des mesures correctives sont prises en temps voulu. L'organisme exploitant évalue les résultats de ces audits, et il détermine et applique les mesures nécessaires pour continuer d'améliorer l'efficacité du système.

VÉRIFICATION DE LA SÛRETÉ

Prescription 5 : Évaluation de la sûreté et examen périodique de la sûreté

L'adéquation de la conception de l'installation du cycle du combustible nucléaire est vérifiée grâce à une évaluation de la sûreté détaillée dont résulte un rapport de sûreté et qui définit les limites et conditions d'exploitation requises aux fins de la sûreté. La sûreté de l'installation ou de l'activité pour tous les états de l'installation est évaluée dans l'analyse

de la sûreté et soumise à un réexamen indépendant. L'organisme exploitant procède à des évaluations systématiques de la sûreté de l'installation, conformément aux prescriptions réglementaires, tout au long de la durée de vie de l'installation. Sur la base des résultats de ces examens périodiques de la sûreté, l'organisme exploitant prend les mesures correctives nécessaires le cas échéant et examine s'il y a lieu d'apporter des modifications pour améliorer la sûreté.

4.24. Les prescriptions relatives à l'évaluation de la sûreté des installations et activités sont énoncées dans la publication GSR Part 4 (Rev.1) de la collection Normes de sûreté de l'AIEA intitulée « Évaluation de la sûreté des installations et activités » [13]. L'adéquation de la conception de l'installation du cycle du combustible nucléaire, y compris les outils de conception et les intrants et les extrants de la conception, est vérifiée, validée et approuvée grâce à un processus systématique d'évaluation de la sûreté. Le processus d'évaluation de la sûreté est conduit par des personnes ou des groupes indépendants de ceux qui ont mené le travail initial de conception. La conception de l'installation 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. La vérification, qui a lieu avant la validation en conditions actives, est suffisamment rigoureuse pour étayer les décisions importantes pour la sûreté.

4.25. L'évaluation de la sûreté fait partie intégrante de la conception ; elle comporte un processus itératif entre les activités de conception et d'analyse confirmative et est de plus en plus étendue et détaillée à mesure que la conception avance. Cette évaluation se fonde sur les données tirées de l'analyse de la sûreté (voir la section 6) et sur des informations provenant d'autres sources, comme les résultats de recherches et l'expérience d'exploitation d'autres installations. Si des équipements non permanents sont importants pour la sûreté, ils sont inclus dans l'analyse.

4.26. Conformément aux prescriptions réglementaires nationales, l'organisme exploitant procède à des examens périodiques de la sûreté de l'installation du cycle du combustible nucléaire tout au long de sa durée de vie, en tenant compte du vieillissement, des modifications, des facteurs humains et organisationnels, de l'expérience d'exploitation, des progrès techniques, des informations nouvelles sur l'évaluation du site et d'autres informations relatives à la sûreté provenant d'autres sources. L'organisme exploitant vérifie par analyse, surveillance, essais et inspections que l'état physique de l'installation, y compris les modifications éventuelles, est tel que décrit dans le rapport de sûreté et d'autres documents relatifs à la sûreté, et que l'installation a été mise en

service et est exploitée conformément à l'analyse de la sûreté et aux limites et conditions d'exploitation.

4.27. L'examen périodique de la sûreté confirme que le rapport de sûreté et les autres documents (comme les limites et conditions d'exploitation et la documentation sur la maintenance et la formation) restent valides compte tenu des prescriptions réglementaires en vigueur, ou indique où il peut être nécessaire d'apporter des améliorations. Ces examens portent notamment sur les changements dans les caractéristiques du site, les changements au programme d'utilisation (en particulier pour les installations de recherche et développement), les effets cumulatifs du vieillissement et des modifications, les modifications des procédures, le retour d'information sur l'expérience d'exploitation et les évolutions techniques. Il faut aussi vérifier que les constituants et les logiciels importants pour la sûreté satisfont aux prescriptions relatives à la conception.

4.28. Les constatations des évaluations de la sûreté et des examens périodiques de la sûreté sont examinées par le comité de sûreté (voir la prescription 6). 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. Toute modification découlant de ces constatations est appliquée en temps voulu, selon la catégorisation de sûreté de la modification.

Prescription 6 : Comité de sûreté

Un comité de sûreté (ou un groupe consultatif) indépendant est établi pour conseiller la direction de l'organisme exploitant sur tous les aspects de la sûreté de l'installation du cycle du combustible nucléaire.

4.29. L'organisme exploitant établit un ou plusieurs comités de sûreté (ou groupes consultatifs) internes pour conseiller sa direction sur les questions de sûreté liées à la mise en service, à l'exploitation et à la modification de l'installation. Le comité de sûreté compte parmi ses membres des experts ayant des connaissances et une expérience suffisamment étendues pour pouvoir donner des conseils appropriés. Le comité est indépendant de l'organisme de réglementation et ses membres, dans la mesure du possible, sont indépendants de la direction de l'exploitation¹⁴.

¹⁴ La composition du comité de sûreté peut varier selon le type d'installation et le président peut être le directeur de l'installation.

4.30. Les fonctions, les responsabilités, la composition et le mandat du comité de sûreté sont consignés dans des documents qui, au besoin, sont communiqués à l'organisme de réglementation. Pour une nouvelle installation, le comité de sûreté¹⁵ est pleinement opérationnel avant le début de la mise en service active.

4.31. La liste des questions que le comité de sûreté doit examiner est aussi établie. Elle comprend, par exemple, les éléments suivants :

- a) propositions de modification de l'une quelconque des limites et conditions d'exploitation de l'installation ;
- b) propositions concernant des tests, équipements, systèmes ou procédures nouveaux qui sont importants pour la sûreté ;
- c) plans et résultats de la mise en service ;
- d) propositions de modifications (temporaires ou permanentes) de processus, structures, systèmes ou composants pouvant être importantes pour la sûreté ;
- e) le cas échéant, violations des limites et conditions d'exploitation, de la licence et de procédures qui sont importantes pour la sûreté ;
- f) événements qui doivent faire ou ont fait l'objet d'un rapport à l'organisme de réglementation, autres que les fausses alarmes occasionnelles ;
- g) constatations des examens périodiques de la performance en matière d'exploitation et de sûreté de l'installation ;
- h) rapports sur les rejets radioactifs courants dans l'environnement ;
- i) rapports sur la radioexposition du personnel de l'installation et du public ;
- j) plan de déclassement ;
- k) rapports de sûreté à soumettre à l'organisme de réglementation ;
- l) rapports sur les inspections réglementaires pour la sûreté.

4.32. Le système de gestion comprend des dispositions pour assurer que les aspects pertinents de la conception de l'installation, les modifications de la conception, les procédures d'exploitation, la structure organisationnelle et l'évaluation de la sûreté soient soumis à un examen de niveau approprié par le comité de sûreté.

4.33. Quand le volume de travail ou un site comportant plusieurs installations nécessite l'établissement de plusieurs comités de sûreté, le système de gestion comprend des dispositions pour assurer que les considérations et les conseils

¹⁵ Dans certains États, un groupe consultatif différent (ou un autre comité de sûreté) est établi pour conseiller la direction de l'organisme exploitant sur les aspects de la sûreté liés à l'exploitation quotidienne de l'installation.

des comités soient complémentaires et cohérents et que la sûreté ne soit pas compromise. La teneur de l'ordre du jour et la fréquence des réunions du comité de sûreté sont établis selon une approche graduée.

5. ÉVALUATION DU SITE POUR LES INSTALLATIONS DU CYCLE DU COMBUSTIBLE NUCLÉAIRE

ÉVALUATION DU SITE

5.1. L'objectif principal de l'évaluation du site d'une installation du cycle du combustible nucléaire est la protection du public et de l'environnement contre les dangers radiologiques et chimiques associés de rejets normaux et accidentels de matières radioactives (voir la publication NS-R-3 (Rev.1) [5]). Pour cela, il faut déterminer et évaluer les caractéristiques du site qui affectent, ou pourraient affecter, l'installation et les effets que l'installation a, ou pourrait avoir, sur son environnement. Des informations suffisamment détaillées sont recueillies pour corroborer l'analyse de sûreté afin de montrer que l'installation peut être exploitée en toute sûreté sur le site proposé. L'évaluation du site peut constituer la première partie de la préparation du dossier d'autorisation d'une nouvelle installation, ou peut faire partie d'une réévaluation de la sûreté pour une nouvelle élaboration ou pour le renouvellement de la licence. 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. Pour évaluer si un site convient pour une installation du cycle du combustible nucléaire, il est tenu compte des aspects suivants :

- a) les effets des événements externes se produisant dans la région du site (ces événements pourraient être d'origine naturelle ou humaine, ou prendre leur origine sur le site, voir la publication NS-R-3 (Rev.1) [5]) ;
- b) les caractéristiques du site et de son environnement qui pourraient influencer sur le transfert à la population ou à l'environnement des matières radioactives qui ont été rejetées ;
- c) la densité et la répartition de la population et d'autres caractéristiques de la zone environnante, pour définir les zones et périmètres d'application du plan d'urgence hors site, comme indiqué dans la publication GSR Part 7 [6], et la nécessité d'évaluer les risques pour les personnes et la population ;
- d) l'interface entre la sécurité nucléaire et la sûreté nucléaire ;

- e) pour les installations contenant des matières auto-échauffantes, la capacité de la source froide ultime ;
- f) d'autres facteurs déterminés par le gouvernement, qui peuvent comprendre l'acceptabilité par le public.

5.3. L'évaluation du site est graduée de telle sorte que le degré de détail requis pour les installations dans lesquelles le danger intrinsèque est faible (p. ex. une installation de fabrication de combustible à l'uranium naturel) peut être considérablement moindre que celui requis pour une installation où le danger est moyen ou élevé (p. ex. une installation de fabrication de combustible pour réacteur à eau ordinaire ou une installation de retraitement). La zone couverte par l'évaluation du site et le degré de détail de l'évaluation donnent des éléments factuels suffisants pour définir des critères de performance en matière de sûreté pour l'installation. Les prescriptions ci-après s'appliquent à l'évaluation du site :

- a) Les caractéristiques environnementales de la zone susceptible d'être touchée par l'impact radiologique et l'impact chimique associé de l'installation dans tous les états de l'installation doivent être étudiées¹⁶. Un système de surveillance approprié doit être conçu pour vérifier l'impact environnemental prévu.
- b) Les emplacements situés à proximité de l'installation où des matières radioactives et d'autres matières dangereuses pourraient être rejetées ou pourraient autrement passer dans l'environnement doivent faire l'objet d'études. Il faut effectuer des études hydrologiques et hydrogéologiques afin d'évaluer, dans la mesure requise, les caractéristiques de dilution et de dispersion des masses d'eau. Les modèles utilisés pour évaluer les impacts possibles d'une contamination des eaux superficielles et souterraines sur le public et l'environnement doivent être décrits. Il faut étudier les caractéristiques météorologiques de la région autour du site et analyser la dispersion des rejets atmosphériques.
- c) Les modèles utilisés pour évaluer la dispersion des matières radioactives et autres matières dangereuses rejetées dans l'environnement dans tous les états de l'installation doivent être conformes aux besoins de l'organisme exploitant et aux prescriptions de l'organisme de réglementation.
- d) Il faut rassembler des informations permettant, compte tenu des rejets prévus de matières radioactives et d'autres matières dangereuses depuis l'installation et du comportement de transfert des matières radioactives,

¹⁶ Dans la présente publication, l'impact radiologique et l'impact chimique ou toxicologique associé sur l'environnement sont appelés collectivement « impact environnemental ».

d'évaluer les doses au public et la contamination des systèmes biologiques et des chaînes alimentaires.

- e) Dans l'analyse de l'adéquation du site, il faut prendre en considération l'entreposage et le transport des matières radioactives, des produits chimiques de traitement, des déchets radioactifs et des déchets chimiques ainsi que l'infrastructure existante du site (p. ex. l'alimentation en électricité et sa fiabilité).

5.4. L'évaluation du site comprend une analyse de l'effet de l'installation dans tous les états de l'installation sur la population et l'environnement autour du site. Si des événements de moindre gravité mais de plus forte probabilité contribuent de manière importante au risque global, ils doivent être pris en considération dans la définition des critères d'acceptation de la conception pour les structures, systèmes et composants de l'installation.

5.5. Si l'évaluation du site et de la zone des activités, et de leur évolution prévisible, montre que les insuffisances constatées ne peuvent pas être compensées par des caractéristiques techniques, des mesures de protection du site ou des contrôles administratifs, le site est considéré comme impropre. Les caractéristiques de conception et les mesures de protection du site sont les moyens de prédilection pour compenser des insuffisances.

5.6. Les risques découlant d'événements externes (ou d'une combinaison d'événements) sont pris en considération lors de la conception de l'installation du cycle du combustible nucléaire. Il faut rassembler les informations et les relevés concernant la survenue et la gravité des phénomènes naturels importants pour la région du site et les analyser soigneusement pour en déterminer la fiabilité, la précision et l'exhaustivité. Il faut aussi tenir compte dans la conception des combinaisons d'événements externes, d'événements internes et d'incidents de fonctionnement prévus entraînant des rejets importants et des rejets précoces de matières radioactives¹⁷.

5.7. Les événements externes à prendre en considération dans l'évaluation sont notamment les suivants (voir les prescriptions 16 et 19 et la publication NS-R-3 (Rev.1) [5]) :

¹⁷ Un rejet précoce de matières radioactives est un rejet de matières radioactives pour lequel des actions protectrices hors site sont nécessaires, mais sont peu susceptibles d'être pleinement efficaces à temps ; un rejet important de matières radioactives est un rejet pour lequel des actions protectrices hors site limitées en temps et en superficie d'application sont insuffisantes pour protéger la population et l'environnement.

- a) séismes, volcans et failles en surface ;
- b) événements météorologiques, notamment valeurs extrêmes 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) risques géotechniques, notamment instabilité des pentes, effondrements, affaissement ou soulèvement de la surface du site et liquéfaction du sol ;
- e) événements externes d'origine humaine, notamment accidents de transport tels que les chutes d'aéronefs et accidents survenant dans le cadre d'activités environnantes tels que des explosions chimiques.

5.8. Les données sur les dangers externes produites par plusieurs demandeurs et titulaires de licences de la même région doivent être combinées, après que les comparaisons et les vérifications de la qualité ont été achevées.

5.9. S'agissant des caractéristiques et de la répartition de la population, la combinaison des effets du site et de l'installation doit être telle que :

- a) pour toutes les conditions de fonctionnement de l'installation, la radioexposition de la population et son exposition aux dangers toxiques associés soient aussi basses que raisonnablement possible et que, de toute façon, elles soient conformes aux exigences nationales, compte tenu des recommandations internationales ;
- b) les risques radiologiques pour la population résultant de conditions accidentelles, notamment de celles qui pourraient justifier des mesures d'intervention d'urgence, soient suffisamment faibles.

ÉVALUATION DU SITE POUR LES INSTALLATIONS NOUVELLES

5.10. Pendant l'évaluation du site et avant le début de la construction d'une installation du cycle du combustible nucléaire, il faut confirmer que l'élaboration éventuelle des dispositions d'urgence hors site ne posera pas de difficultés insurmontables avant le début de l'exploitation de l'installation du cycle du combustible nucléaire [5, 6].

5.11. L'évaluation du site doit comprendre une évaluation des caractéristiques radiologiques et chimiques initiales du site, qui peuvent être dues à des sources naturelles ou artificielles.

5.12. Quand une nouvelle installation du cycle du combustible nucléaire est prévue dans un environnement urbain ou suburbain ou à proximité, il faut analyser soigneusement si le site se prête à l'implantation d'une installation nucléaire pour éviter des risques radiologiques inacceptables pour le personnel du site et le public.

ÉVALUATION CONTINUE DU SITE

5.13. L'organisme exploitant doit établir un programme de surveillance tout au long de la vie utile de l'installation pour évaluer les changements d'origine naturelle et humaine dans la région, y compris les changements d'ordre démographique. Ce programme doit être en place au plus tard au début de la construction et se poursuivre jusqu'au déclassement et à l'expiration de l'autorisation. L'organisme exploitant doit analyser les résultats de la surveillance et les comparer avec les prévisions initiales concernant les modifications possibles des caractéristiques du site.

5.14. Les résultats de la surveillance continue du site et le retour d'information sur l'expérience d'exploitation doivent être réévalués périodiquement, habituellement tous les dix ans. Un intervalle plus court doit être envisagé lorsqu'il apparaît que des changements potentiellement importants ont pu se produire en ce qui concerne les dangers. Si la réévaluation permet de recueillir des informations nouvelles concernant les caractéristiques du site, il faudra revoir et modifier des précautions de sûreté comme les contrôles techniques et les dispositions relatives à la préparation des interventions d'urgence. La réévaluation du site peut être combinée avec l'examen périodique de la sûreté de l'installation.

6. CONCEPTION DES INSTALLATIONS DU CYCLE DU COMBUSTIBLE NUCLÉAIRE

ÉVALUATION DE LA CONCEPTION ET DE LA SÛRETÉ

Prescription 7 : Fonctions de sûreté principales

La conception est telle que les fonctions de sûreté principales ci-après sont assurées pour tous les états de l'installation du cycle du combustible nucléaire :

- a) **Confinement et refroidissement des matières radioactives et matières dangereuses associées ;**
- b) **Protection contre une radioexposition externe ;**
- c) **Maintien de la sous-criticité des matières fissiles.**

6.1. Les fonctions de sûreté principales, dont la perte peut entraîner d'importantes conséquences radiologiques ou chimiques associées pour le personnel, le public et l'environnement, sont liées aux principes figurant dans la publication SF-1 [1] et aux prescriptions spécifiques énoncées dans la publication GSR Part 3 de la collection Normes de sûreté de l'AIEA intitulée « Radioprotection et sûreté des sources de rayonnements : Normes fondamentales internationales de sûreté » [2]. Une approche systématique est adoptée lors du recensement des constituants importants pour la sûreté qui sont nécessaires pour l'exécution des fonctions de sûreté principales, et lors de la définition des conditions et caractéristiques intrinsèques qui contribuent à assurer ou qui affectent les fonctions de sûreté principales pour tous les états de l'installation. Une analyse des dangers (ou l'équivalent) est réalisée pour recenser tous les accidents de dimensionnement¹⁸ et les événements initiateurs associés qui pourraient solliciter les fonctions de sûreté principales ou entraîner leur défaillance et avoir des conséquences inacceptables. Les constituants dont dépendent les fonctions de sûreté principales sont indépendants, dans la mesure du possible, de ceux qui sont utilisés pour le fonctionnement normal de l'installation¹⁹.

6.2. Le confinement empêche tout rejet non programmé de matières radioactives ou de matières présentant des propriétés dangereuses associées. Des fonctions de sûreté secondaires sont spécifiées si nécessaire pour empêcher les accidents ou en atténuer les effets. Les fonctions de sûreté secondaires associées au confinement comprennent des mesures empêchant l'accumulation de matières inflammables ou explosives comme les gaz de radiolyse.

6.3. Dans les installations du cycle du combustible nucléaire, le confinement et le contrôle des matières radioactives peuvent dépendre de l'évacuation efficace de la chaleur résultant de la décroissance radioactive et de réactions chimiques.

¹⁸ Voir les définitions.

¹⁹ Les systèmes et les caractéristiques des installations du cycle du combustible nucléaire diffèrent de ceux des réacteurs nucléaires, et séparer les systèmes de sûreté des systèmes utilisés pour le fonctionnement normal est l'un des principaux moyens d'éviter les défaillances de mode commun. Le recours à des systèmes assurant des fonctions de sûreté comme systèmes primaires de contrôle en fonctionnement normal doit être justifié. Voir la prescription 10 et les définitions.

Lorsque le refroidissement est nécessaire pour le contrôle, il est considéré comme une fonction de sûreté (voir la prescription 39).

6.4. La sous-criticité est assurée pour toutes les installations manipulant des matières fissiles (voir la prescription 38). Dans une installation du cycle du combustible nucléaire, il n'est souvent pas possible de mettre en place une protection contre les excursions ou un système d'arrêt en cas de criticité et l'accent est donc mis sur la prévention des excursions et de la criticité.

6.5. Des moyens de surveiller l'état de l'installation 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 du cycle du combustible nucléaire garantit : que les doses de rayonnements auxquelles sont exposés les travailleurs et autres personnels de l'installation ainsi que les membres du public ne dépassent pas les limites de doses ; que ces doses sont maintenues au niveau le plus bas qu'on puisse raisonnablement atteindre dans les conditions de fonctionnement pendant toute la durée de vie de l'installation ; et qu'elles restent inférieures aux limites acceptables et au niveau le plus bas qu'on puisse raisonnablement atteindre pendant et après des conditions accidentelles.

6.6. La conception d'une installation assure une protection adéquate des travailleurs et du public contre les radioexpositions et les dangers associés pour les conditions de fonctionnement et les conditions accidentelles. Des limites acceptables pour la radioprotection sont fixées pour les catégories d'états de l'installation pertinentes, conformément aux prescriptions réglementaires, pour l'exposition interne et externe. La protection et la sûreté sont optimisées par le recours à des contraintes de dose, conformément à la publication GSR Part 3 [2].

6.7. La forme chimique des rejets et la cinétique des voies d'exposition sont prises en considération pour déterminer les conséquences des accidents. La conception est telle que les états de l'installation susceptibles d'occasionner des doses de rayonnements élevées, des rejets importants de matières radioactives

ou des conséquences chimiques majeures associées sont pratiquement éliminés²⁰ et que les états de l'installation qui sont très probables n'ont que des conséquences radiologiques potentielles mineures.

Prescription 9 : Considérations générales sur la conception

La conception d'une installation du cycle du combustible nucléaire est telle que ses caractéristiques et celles des constituants importants pour la sûreté permettent l'exécution des fonctions de sûreté avec la fiabilité requise, l'exploitation sûre de l'installation dans les limites et conditions d'exploitation pendant toute sa durée de vie utile et son déclassement sûr, et que les impacts sur la population et l'environnement sont aussi faibles que raisonnablement possible.

6.8. La conception d'une installation du cycle du combustible nucléaire est de nature à garantir que les besoins de l'organisme exploitant, les prescriptions de l'organisme de réglementation et les prescriptions de la législation pertinente ainsi que les codes et normes nationaux et internationaux applicables sont respectés. Dans la conception, les capacités et les limites humaines ainsi que les facteurs qui pourraient influencer sur la performance humaine sont pris dûment en considération. Des informations adéquates sur la conception sont fournies pour permettre l'exploitation, l'utilisation, la maintenance et le déclassement sûrs de l'installation du cycle du combustible nucléaire, et afin qu'il soit possible d'y apporter des modifications ultérieurement et d'adopter de nouveaux régimes de fonctionnement.

6.9. Les objectifs de sûreté indiqués dans la section 2 et l'expérience pertinente acquise lors de la conception, la construction et l'exploitation d'autres installations du cycle du combustible nucléaire ainsi que les résultats des programmes de recherche-développement dans ce domaine sont dûment pris en considération dans la conception.

6.10. La spécification des caractéristiques de conception, des commandes et des dispositifs assurant le degré approprié de défense en profondeur tient compte des résultats des analyses déterministes de la sûreté (et des analyses probabilistes de la sûreté complémentaires, le cas échéant) pour assurer la prévention

²⁰ La possibilité de certaines conditions est considérée comme 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.

des accidents et l'atténuation de leurs conséquences. L'analyse de la sûreté démontre que la conception satisfait aux prescriptions relatives à la sûreté et aux prescriptions réglementaires et qu'elle repose sur l'application de bonnes pratiques d'ingénierie, la recherche et le retour d'information sur l'expérience d'exploitation.

6.11. 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, et ils entrent en compte dans la conception des constituants importants pour la sûreté concernés. Un espace adéquat est prévu pour les opérations et les processus qui mettent en jeu des matières radioactives, afin de satisfaire aux prescriptions relatives à la conception ergonomique (p. ex. pour la maintenance) et à l'optimisation de la protection et pour réduire le plus possible le risque de collisions pouvant affecter la sûreté.

6.12. Le comportement de l'installation qui est escompté lors d'un événement initiateur postulé, quel qu'il soit, est tel que les conditions suivantes, classées par ordre de priorité, puissent être remplies :

- 1) après un événement initiateur postulé, l'installation est rendue sûre grâce à des dispositifs de sûreté passive ou à l'action de systèmes qui sont constamment disponibles ;
- 2) après un événement initiateur postulé, l'installation est rendue sûre par l'actionnement de constituants importants pour la sûreté actifs qu'il faut mettre en service en réponse à l'événement ;
- 3) après un événement initiateur postulé, l'installation est rendue sûre grâce à l'application de procédures spécifiées.

6.13. Lorsqu'une action rapide et fiable est nécessaire en réponse à un événement initiateur postulé, la conception prévoit des actions de sûreté automatiques pour éviter le passage à des conditions plus graves que les accidents de dimensionnement²¹.

6.14. 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. Dans de tels cas, l'intervalle de temps entre la détection de l'événement initiateur postulé ou de l'accident

²¹ Ces conditions comprennent les états de l'installation ayant des conséquences radiologiques hors site qui dépassent les critères relatifs au niveau de contamination ou de rayonnement pour un accident de dimensionnement.

et les mesures requises est suffisamment long et des contrôles administratifs adéquats sont prévus pour permettre l'exécution de ces mesures. La fiabilité humaine en ce qui concerne l'utilisation du matériel, le diagnostic de l'événement et le nécessaire processus de relèvement est évaluée.

6.15. Afin de faciliter, le cas échéant, les mesures que l'opérateur doit prendre pour diagnostiquer l'état de l'installation du cycle du combustible nucléaire après un événement initiateur postulé et la placer en temps voulu dans une condition sûre et stable, la conception intègre une instrumentation adéquate pour surveiller l'état de l'installation et des moyens adaptés de faire fonctionner manuellement les équipements (voir la prescription 43).

6.16. L'analyse de la sûreté démontre que la conception peut supporter des combinaisons d'incidents de fonctionnement prévus.

6.17. Dans la mesure du possible, le volume et l'activité des déchets (y compris les déchets secondaires) et des rejets dans l'environnement sont réduits le plus possible par l'application de mesures de contrôle qui « sont généralement appliquées dans l'ordre suivant : réduction de la production de déchets, réutilisation des articles comme prévu au départ, recyclage des matières, et enfin étude des options pour leur stockage définitif comme déchets » (voir le par. 4.6 de la publication GSR Part 5 de la collection Normes de sûreté de l'AIEA intitulée « Gestion des déchets radioactifs avant stockage définitif » [14]). Les dispositions de conception qui facilitent cette approche sont établies dans la prescription 24.

6.18. Le concepteur prévoit la communication ordonnée et complète à l'organisme exploitant d'une documentation de qualité assurée sur la conception.

Prescription 10 : Application du concept de défense en profondeur

Le concept de défense en profondeur est appliqué dans la conception d'une installation du cycle du combustible nucléaire. Les niveaux de défense en profondeur sont indépendants dans la mesure du possible.

6.19. Le concept de défense en profondeur est appliqué pour mettre en place le nombre approprié de niveaux de défense pour prévenir les accidents et assurer que des mesures appropriées soient prises pour atténuer les conséquences dommageables si la prévention échoue [1, 15].

6.20. La poursuite du fonctionnement de l'installation pendant l'indisponibilité de l'un quelconque des niveaux de défense est justifiée pour des modes

spécifiques de fonctionnement, y compris les activités de maintenance, compte tenu du classement de sûreté des structures, systèmes et composants qui assurent les autres niveaux de défense.

6.21. La conception de l'installation du cycle du combustible nucléaire :

- a) prévoit des barrières vérifiables successives pour remplir les fonctions de sûreté principales énumérées dans la prescription 7 ;
- 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 au minimum et que les accidents sont évités dans la mesure du possible. Les marges de sûreté sont suffisantes pour qu'un léger écart d'un paramètre de l'installation ne produise pas un effet falaise ;
- c) prévoit la maîtrise du comportement de l'installation 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 au minimum ou exclus dans la mesure du possible ;
- d) prévoit des mesures supplémentaires de maîtrise de l'installation grâce à l'actionnement automatique des systèmes de sûreté, de manière que les défaillances et les écarts par rapport au fonctionnement normal qui dépassent la capacité des systèmes de commande puissent être maîtrisés avec un niveau de confiance élevé. Quand l'intervention des opérateurs est nécessaire, elle n'a lieu que pendant la première phase de la défaillance du système de sûreté s'il peut être fait en sorte que l'opérateur ait suffisamment de temps pour prendre les mesures requises ;
- 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 fiables de garantir l'exécution de chacune des fonctions de sûreté principales et assure ce faisant l'efficacité des constituants importants pour la sûreté et des procédures qui empêchent un événement de s'aggraver ou qui en atténuent les effets. Ces moyens sont variés et indépendants si possible, p. ex. des barrières statiques et dynamiques assurant le confinement (voir la prescription 23).

6.22. La conception empêche, dans la mesure du possible :

- a) les atteintes à l'intégrité des barrières physiques et à la fiabilité des niveaux procéduraux de protection ;
- b) la défaillance d'une ou de plusieurs barrières ou d'un ou de plusieurs niveaux de protection ;
- c) la défaillance d'une barrière ou d'un niveau de protection consécutive à la défaillance d'une autre barrière ou d'un autre niveau de protection et les défaillances de cause commune ;
- d) la possibilité de conséquences dommageables par suite d'erreurs ou d'omissions pendant l'exploitation et la maintenance.

6.23. Selon leur classement de sûreté, les structures, systèmes et composants assurant différents niveaux de défense en profondeur sont indépendants pour éviter que la défaillance d'un niveau réduise l'efficacité des autres. En fonctionnement normal, les constituants importants pour la sûreté ne sont pas habituellement activés ou sollicités ou ne sont sollicités qu'avec une très large marge de sûreté.

6.24. L'analyse de la sûreté d'une installation du cycle du combustible nucléaire va jusqu'aux quatrième et cinquième niveaux de défense en profondeur. La conception de l'installation contient des dispositions relatives à la préparation et la conduite des interventions d'urgence (prescription 47), y compris en ce qui concerne la nécessaire alimentation électrique de secours (prescription 49), des dispositions relatives à la protection contre l'incendie (prescription 41) et des dispositions relatives à l'évacuation du personnel en cas d'urgence, conformément à la catégorie de l'installation en matière de préparation des interventions d'urgence. Le besoin d'intervention des opérateurs avant l'évacuation (prévention des incendies, de la criticité, des explosions ou des rejets toxiques) est pris en considération dans l'analyse et une protection appropriée du personnel est prévue.

6.25. Dans la mesure du possible, les équipements servant aux interventions d'urgence sont indépendants de ceux qui sont utilisés pour le fonctionnement normal. Le cas échéant, des équipements distincts d'intervention d'urgence sont prévus (voir la prescription 48).

6.26. Lorsque des mesures de protection hors site peuvent être nécessaires pour atteindre les objectifs de l'intervention d'urgence conformément aux normes internationales, des dispositions d'urgence sont établies pour les événements postulés qui n'ont pas été pris en considération au premier, deuxième ou troisième

niveau de défense en profondeur, y compris les événements qui se sont produits dans d'autres installations de la même catégorie en matière d'intervention d'urgence (voir le tableau 1 de la publication GSR Part 7 [6]). Pour les sites comportant plusieurs installations, l'interaction potentielle avec des accidents survenant dans d'autres installations du même site, ou l'impact de tels accidents, est prise en considération dans l'analyse des quatrième et cinquième niveaux de défense en profondeur.

6.27. La défense en profondeur est mise en œuvre en tenant compte de l'approche graduée décrite à la section 2 et dans la prescription 11. La quantité et le type de matières radioactives et de matières toxiques présentes, le risque de dispersion, le risque de réactions nucléaires, chimiques ou thermiques ainsi que la cinétique de ces événements doivent tous être pris en considération dans la détermination du nombre requis de niveaux de défense, de la solidité de chacun et de l'indépendance de chaque niveau par rapport aux autres.

Prescription 11 : Recours à une approche graduée

Le recours à une approche graduée dans l'application des prescriptions de sûreté à une installation du cycle du combustible nucléaire est proportionné au danger potentiel associé à l'installation, et repose sur l'analyse de la sûreté, l'avis d'experts et les prescriptions réglementaires.

6.28. Une approche graduée est utilisée pour l'application rigoureuse de certaines des prescriptions énoncées dans la présente publication. Le recours à une approche graduée n'est pas considéré comme un moyen de déroger à ces prescriptions et ne compromet pas la sûreté. La catégorisation qualitative de l'installation est effectuée sur la base du danger potentiel associé à l'installation. Les analyses et les avis d'experts ayant servi de base pour la catégorisation sont consignés dans des documents. Le recours à une approche graduée par l'organisme exploitant est justifié en fonction de la catégorisation de l'installation, qui fait l'objet d'un réexamen par l'organisme de réglementation.

6.29. Pour toute installation du cycle du combustible nucléaire, les prescriptions de sûreté sont appliquées d'une manière proportionnée à ses dangers potentiels. Le type d'installation et les particularités suivantes de l'installation sont pris en considération :

- a) nature, état physique et forme chimique des matières radioactives utilisées, traitées et entreposées dans l'installation ;

- b) ampleur des opérations effectuées dans l'installation (c'est-à-dire « débit » de l'installation) et stock de matières dangereuses, y compris les produits et les déchets entreposés ;
- c) processus, technologies et produits chimiques dangereux associés aux matières radioactives ;
- d) stratégie de gestion des déchets radioactifs, y compris les voies disponibles de rejet des effluents et les installations d'entreposage de déchets radioactifs ;
- e) proximité et ampleur des autres dangers qui pourraient compromettre la sûreté d'exploitation de l'installation ;
- f) site, y compris les dangers externes liés à celui-ci et la proximité des groupes de populations.

6.30. La gradation des prescriptions qui pourraient avoir un impact important sur la sûreté repose sur des analyses détaillées et sur l'avis d'experts ayant les qualifications et l'expérience voulues.

Prescription 12 : Pratiques techniques éprouvées en matière de conception

Les constituants importants pour la sûreté d'une installation du cycle du combustible nucléaire sont conçus conformément aux codes et normes nationaux et internationaux pertinents.

6.31. Les constituants importants pour la sûreté sont de préférence d'une conception déjà éprouvée dans des applications équivalentes²². En tout état de cause, ils sont de haute qualité et d'une technologie qui a été certifiée et testée.

6.32. Les codes et normes nationaux et internationaux qui servent de règles techniques de conception pour les constituants importants pour la sûreté sont recensés et soumis à une évaluation qui vise 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'exigent la fonction de sûreté associée et les conséquences d'une défaillance.

6.33. Dans le cas des constituants importants pour la sûreté pour lesquels il n'y a pas de codes ou de normes appropriés bien établis, une méthode fondée sur les codes ou les normes existants pour des équipements similaires, auxquels

²² Cela n'élimine pas la nécessité de renforcer la sûreté en recourant à des conceptions et des technologies nouvelles ou améliorées, sous réserve d'une certification, d'essais et d'analyses de la sûreté appropriés.

s'appliquent des prescriptions environnementales et opérationnelles similaires, est appliquée. En l'absence de codes et de normes de ce genre, on utilise les résultats d'expériences, d'essais ou d'analyses ou une combinaison des trois, qu'il faut alors justifier.

6.34. En cas d'adoption d'une caractéristique de conception n'ayant pas été éprouvée ou en cas d'écart par rapport à une pratique technique établie, un processus est mis en place dans le cadre du système de gestion pour démontrer la sûreté au moyen de programmes de recherche complémentaires appropriés, de tests de performance utilisant des critères d'acceptation spécifiques ou de l'examen de l'expérience d'exploitation dans d'autres applications pertinentes. La nouvelle caractéristique de conception ou la nouvelle 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 du cycle du combustible nucléaire se comporte comme prévu.

6.35. Des critères d'acceptation sur le plan de la sûreté sont définis pour tous les états de l'installation. Pour la conception des constituants importants pour la sûreté, des critères d'acceptation sous forme de règles techniques de conception peuvent être utilisés. Ces règles peuvent comprendre des prescriptions figurant dans les codes et normes pertinents établis au niveau national ou international. Les critères d'acceptation des constituants importants pour la sûreté sont communiqués à l'organisme de réglementation pour examen [3].

6.36. De nombreuses installations du cycle du combustible nucléaire utilisent des produits chimiques agressifs dans des conditions environnementales difficiles, comportant souvent un cyclage thermique et mécanique et le transfert de matières contenant des particules abrasives et, dans certains cas, des mélanges complexes d'éléments et de composés particuliers à l'installation. Pour établir les règles techniques de conception et les critères d'acceptation, il faut tenir compte des effets de la corrosion, de l'érosion et de processus similaires. Ces effets sont aussi pris en considération pour l'élaboration des prescriptions relatives à la surveillance et à l'inspection et, le cas échéant, pour la gestion du vieillissement de l'installation.

Prescription 13 : Classement de sûreté des constituants importants pour la sûreté

Tous les constituants importants pour la sûreté d'une installation du cycle du combustible nucléaire sont recensés et classés selon leur fonction de sûreté et leur importance pour la sûreté.

6.37. L'importance pour la sûreté des structures, systèmes et composants sert à graduer l'application des prescriptions de sûreté relatives à la conception. Le classement²³ des constituants importants pour la sûreté 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 assurer par le constituant ;
- b) les conséquences qu'aurait le non-accomplissement d'une fonction de sûreté ;
- c) 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.

6.38. La conception est propre à garantir 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 ou à des constituants dans d'autres niveaux de la défense en profondeur.

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

6.40. Les constituants et les logiciels de contrôle-commande qui sont importants pour la sûreté sont classés selon leur fonction et leur importance pour la sûreté. La base du classement de sûreté des constituants, y compris les logiciels, est indiquée et les prescriptions de conception sont appliquées conformément à ce classement.

²³ Les constituants importants pour la sûreté peuvent être classés de différentes façons (p. ex. homologation sismique ou environnementale, ou catégorisation qualitative) et selon deux niveaux ou plus, ou bien un simple classement binaire (« sûreté » et « non-sûreté ») peut être utilisé pour tous les constituants de l'installation du cycle du combustible nucléaire. Voir aussi la prescription 17.

BASE DE CONCEPTION

Prescription 14 : Base de conception des constituants importants pour la sûreté

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

6.41. La conception est propre à assurer, dans la mesure du possible, qu'il est peu probable que des accidents se produisent pendant la vie utile de l'installation du cycle du combustible nucléaire. La base de conception de chaque constituant important pour la sûreté est systématiquement justifiée et étayée par une documentation. La documentation donne toutes les informations dont l'organisme exploitant a besoin pour assurer le fonctionnement sûr de l'installation du cycle du combustible nucléaire et pour entretenir et, si nécessaire, remplacer à terme le constituant par un autre identique ou similaire satisfaisant à l'objectif de conception et à toutes les prescriptions fonctionnelles du constituant initial.

6.42. Les sollicitations auxquelles l'installation du cycle du combustible nucléaire peut être vraisemblablement soumise pendant sa durée de vie utile sont prises en considération dans le processus de conception. Ces sollicitations comprennent, par exemple, toutes les conditions et tous les événements prévisibles associés aux stades de la vie utile de l'installation et à tous les états de l'installation, les caractéristiques du site, les prescriptions de conception et les limites des paramètres et des modes de fonctionnement.

Prescription 15 : Risques internes

Tous les risques internes prévisibles sont recensés et toutes les conditions de l'installation susceptibles d'avoir des incidences directes ou indirectes sur la sûreté sont examinées.

6.43. L'objet de l'évaluation de la sûreté est de démontrer que les risques que présentent les matières radioactives et les produits chimiques associés dans l'installation pour le personnel, le public et l'environnement sont suffisamment

faibles à tous les états de l'installation, compte tenu des capacités de celle-ci et de la sûreté des opérations.

6.44. Tous les risques et événements connexes prévisibles sont examinés de façon systématique et en parallèle avec les conditions de l'installation²⁴ et les interventions des opérateurs, de manière à recenser toutes les sources de dangers radiologiques potentiels ou de dangers chimiques associés. Les dangers industriels internes qui pourraient compromettre l'exploitation sûre de l'installation sont répertoriés.

6.45. Toutes les défaillances crédibles des fonctions de sûreté et toutes les erreurs humaines pouvant donner lieu à un événement dangereux sont examinées pour toutes les conditions de fonctionnement de l'installation, y compris un arrêt. Ceci comprend les dangers liés au traitement des matières radioactives elles-mêmes. Tous les dangers non radiologiques, par exemple les dangers industriels et chimiques, qui peuvent avoir des incidences sur la sûreté de l'installation et engendrer des conséquences radiologiques ou chimiques inacceptables, sont pris en considération.

6.46. Des dangers internes potentiels tels que les explosions, les incendies, les inondations, l'émission de projectiles, le fouettement de tuyauteries, l'impact de jets, la corrosion, l'érosion, la vibration, le cyclage thermique, le cyclage de pression 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 (voir l'appendice). Des mesures de prévention et d'atténuation appropriées sont prises pour faire en sorte que la sûreté ne soit pas compromise. La corrélation ou l'interaction entre des événements externes et des risques internes est, s'il y a lieu, prise en considération dans la conception.

6.47. Il est confirmé que l'ensemble de dangers déterminés est exhaustif et défini de telle manière qu'il englobe les défaillances crédibles des constituants importants pour la sûreté de l'installation et les erreurs humaines qui pourraient se produire dans n'importe quelle condition de fonctionnement de l'installation.

6.48. Les risques internes et externes susceptibles d'avoir des incidences sur plusieurs installations d'un même site sont recensés.

²⁴ Ceci comprend ce qu'on appelle les conditions anormales crédibles.

Prescription 16 : Risques externes

Tous les événements externes prévisibles, qu'ils soient individuels ou en associations crédibles, sont évalués.

6.49. 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 l'appendice). La possibilité que des événements externes puissent provoquer des incendies ou des inondations internes ou conduire à l'émission de projectiles est prise en considération.

6.50. Sont pris en considération les risques externes d'origine naturelle – phénomènes météorologiques, hydrologiques, géologiques et sismiques – et les associations crédibles de plusieurs de ces risques, ainsi que les risques externes d'origine humaine dus à la proximité d'industries et de voies d'acheminement. À court terme, la sûreté de l'installation ne dépend pas de la disponibilité de services provenant de l'extérieur du site tels que les services de 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 provenant de l'extérieur du site doivent être disponibles.

6.51. La nécessité d'équiper l'installation du cycle du combustible nucléaire d'un système de détection sismique est prise en considération. Des processus ou des systèmes d'arrêt de l'installation automatiques sont actionnés, selon une approche graduée, en cas de séisme dépassant les seuils définis dans le cadre de l'analyse de la sûreté.

6.52. 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 électrique et le câblage de contrôlecommande) et toute autre structure à la suite d'événements externes pris en considération dans la conception.

6.53. La conception est propre à assurer que tous les constituants importants pour la sûreté sont capables de résister aux effets des risques externes 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 du cycle du combustible nucléaire et veiller à ce que les fonctions de sûreté principales soient remplies.

6.54. La conception prévoit des marges adéquates, établies sur la base de l'évaluation des dangers du site, pour que les constituants importants pour

la sûreté soient protégés contre des risques externes plus graves que ceux pris en considération dans la base de conception.

Prescription 17 : Critères de conception et règles techniques de conception

Des critères de conception correspondant aux paramètres physiques pertinents sont définis pour chaque condition de fonctionnement de l'installation et pour chaque accident de dimensionnement ou équivalent. Des règles techniques de conception sont appliquées de manière à laisser des marges de sûreté suffisantes pour éviter toute conséquence notable, même en cas de dépassement des limites d'exploitation à l'intérieur de ces marges.

6.55. L'organisme exploitant détermine les critères, codes et normes applicables aux constituants importants pour la sûreté et en justifie l'utilisation, grâce à une approche graduée. Les domaines sur lesquels portent généralement les codes et les normes comprennent la conception structurelle, mécanique et électrique, la sûreté-criticité et la protection contre l'incendie. En particulier, si des critères, codes et normes différents sont utilisés pour divers aspects d'un même constituant ou système, la cohérence entre ces critères, codes et normes est démontrée. Si nécessaire, le choix des codes de calcul fait l'objet d'un examen par l'organisme de réglementation.

6.56. Des critères de conception prudents sont appliqués dans le cadre de l'évaluation des accidents de dimensionnement (ou équivalents) de manière à déterminer les valeurs de paramètres les plus strictes pour la conception²⁵. Les valeurs limitatives des paramètres qui en résultent sont utilisées avec une marge raisonnable dans la conception des constituants importants pour la sûreté, y compris les dispositifs expérimentaux dans les installations de recherche-développement.

6.57. En ce qui concerne la conception, l'organisme exploitant définit des règles techniques reconnues, de manière à éviter les effets faibles et à faire en sorte que l'installation n'atteigne pas des états plus graves que ceux prévus dans les incidents de fonctionnement.

²⁵ Des critères correspondant aux meilleures estimations sont utilisés pour les conditions additionnelles de dimensionnement, voir par. 6.35.

Prescription 18 : Définition des limites et conditions d'exploitation

Les limites et conditions d'exploitation sont élaborées lors de la phase de conception, confirmées lors de la phase de mise en service et établies avant le commencement des opérations à l'installation.

6.58. Les limites et conditions d'exploitation sont un ensemble de règles fixant les limites des paramètres, les possibilités fonctionnelles et les niveaux de performance des équipements et du personnel pour le fonctionnement sûr d'une installation. Les limites et conditions d'exploitation nécessaires pour un fonctionnement sûr sont élaborées lors de la phase de conception d'une nouvelle installation et sont actualisées, si nécessaire, pendant la mise en service afin qu'il reste suffisamment de temps pour la validation et l'approbation.

6.59. Le rapport de sûreté décrit les hypothèses et les informations sur la base desquelles sont définies les limites et conditions d'exploitation présentées dans le dossier d'autorisation.

Prescription 19 : Événements initiateurs postulés

Les événements initiateurs postulés, y compris les événements d'origine humaine, qui pourraient avoir des incidences sur la sûreté sont recensés et leurs effets, qu'ils soient individuels ou en associations crédibles, sont évalués.

6.60. La sélection des événements initiateurs à analyser de façon approfondie et détaillée est basée sur la liste des risques internes et externes, y compris ceux d'origine humaine (voir les prescriptions 15 et 16). Les événements initiateurs postulés sont recensés sur la base d'avis d'experts, de retours d'informations sur l'expérience d'exploitation et d'évaluations déterministes, étayés, s'il y a lieu, par des méthodes probabilistes. Il est confirmé que l'ensemble d'événements initiateurs postulés ainsi constitué est exhaustif.

6.61. Certains événements pourraient résulter d'autres événements, comme une inondation faisant suite à un séisme. Un risque externe, tel qu'un séisme, est susceptible de provoquer plusieurs événements simultanés sur un site et d'importants rejets de produits chimiques dangereux et de matières radioactives émanant de divers emplacements source. Les effets consécutifs crédibles sont considérés comme inhérents à l'événement initiateur. Les incidences de plusieurs événements connexes sur une installation et celles d'un événement donné sur

toutes les installations d'un même site sont prises en considération dans l'analyse de la sûreté.

6.62. Les événements initiateurs postulés qui sont pris en compte dans 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 cycle du combustible nucléaire sont utilisés pour déterminer les cas enveloppe qui servent de base pour la définition de la conception et des limites d'exploitation des constituants importants pour la sûreté.

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

6.64. Toute exclusion d'un événement initiateur identifié conformément à l'ensemble complet d'événements initiateurs postulés de la conception est justifiée par des arguments techniques.

Prescription 20 : Analyse de la base de conception

Une analyse exhaustive de la sûreté est réalisée dans le cadre du processus de conception d'une installation du cycle du combustible nucléaire. Des méthodes d'analyse déterministe systématiques et reconnues sont utilisées et sont étayées s'il y a lieu par des évaluations probabilistes, selon une approche graduée. L'objet de l'analyse est de faire en sorte que la conception offre un niveau de sûreté adéquat et remplisse les critères d'acceptation de la conception requis.

6.65. L'analyse de la sûreté et la conception sont des processus interactifs et itératifs qui sont entrepris dans le but d'assurer un niveau de sûreté adéquat. L'analyse de la sûreté couvre toutes les conditions de fonctionnement (y compris l'exposition aux rayonnements attendue en conditions de fonctionnement normal) et les conditions accidentelles [13]. Pour chaque accident de dimensionnement ou équivalent, les conséquences sur le personnel, le public et l'environnement sont évaluées. Les conséquences non radiologiques de l'exploitation de l'installation du cycle du combustible nucléaire sont prises en considération dans l'analyse de la sûreté. Pour une nouvelle installation du cycle du combustible nucléaire, les effets potentiels de l'installation sur les activités nucléaires menées à proximité sont pris en considération dans l'analyse de la sûreté.

6.66. Dans le cadre de l'analyse de la sûreté, des scénarios d'événements ou des groupes de scénarios d'événements sont déterminés et des accidents de dimensionnement ou équivalents sont postulés. Les scénarios d'événements peuvent être regroupés par événement ou type de risque (par exemple, perte de confinement, criticité, incendie). L'analyse confirme que le risque de conséquences d'accidents de dimensionnement est suffisamment faible et que la probabilité d'un accident a été limitée autant que possible. La possibilité que plusieurs scénarios d'accidents se produisent simultanément à la suite d'un événement initiateur unique est prise en considération.

6.67. Pour chaque scénario d'événement (ou groupe de scénarios d'événements), les fonctions de sûreté ainsi que les constituants importants pour la sûreté correspondants et les contrôles administratifs auxquels il est recouru pour mettre en œuvre le concept de défense en profondeur sont déterminés. L'analyse de la sûreté donne l'assurance que les incertitudes ont été dûment prises en compte dans la conception et, en particulier, que des marges adéquates ont été prévues pour éviter des effets falaise et des rejets importants ou des rejets précoces de matières radioactives.

6.68. La hiérarchie ci-après de mesures de conception est respectée dans le cadre de la protection contre les risques potentiels :

- 1) sélection de processus d'exploitation permettant d'éviter les risques inhérents ;
- 2) caractéristiques de conception passives ;
- 3) caractéristiques de conception actives ;
- 4) contrôles administratifs (voir la prescription 57).

6.69. L'organisme exploitant définit des critères de conception explicites de telle manière que le niveau de sûreté soit atteint, conformément aux présentes prescriptions de sûreté et au cadre général de sûreté présenté à la section 2. Des contraintes de dose, des contraintes de risque et des niveaux de référence sont fixés aux fins de la protection des travailleurs, du public et de l'environnement contre les expositions directes et indirectes aux rayonnements et contre les rejets radioactifs autorisés, dans tous les états de l'installation. Ces contraintes et niveaux de référence sont fixés de manière à être égaux ou inférieurs aux limites établies dans les réglementations nationales, les orientations réglementaires et les normes internationales et nationales afin d'assurer leur respect dans toute la gamme des conditions et des débits de l'installation²⁶. Les risques chimiques

²⁶ Dans certains États, le terme « cible » est utilisé en lieu et place de « contrainte ».

et industriels associés sont également pris en considération dans le cadre de la définition de critères de conception appropriés conformément à la législation et aux normes en la matière.

6.70. Lors de la définition de limites acceptables concernant les accidents de dimensionnement, les risques d'événements néfastes sont considérés comme des risques tolérables ou comme des risques inacceptables selon la gravité des conséquences et la fréquence ou la probabilité de survenance. Les limites acceptables peuvent être différentes selon qu'elles s'appliquent à l'environnement, au public, aux travailleurs ou à d'autres membres du personnel sur le site. Si les conséquences d'accidents de dimensionnement dépassent les limites acceptables, des dispositions supplémentaires sont prises conformément au principe de la défense en profondeur, de manière à réduire la fréquence de l'accident et/ou à en atténuer les conséquences, et à circonscrire ainsi le risque dans des limites tolérables (voir l'annexe).

6.71. Selon leur classification aux fins de la sûreté, la conception des structures, systèmes et composants et les activités d'analyse de confirmation sont répétées jusqu'à ce que la conception atteigne des niveaux de sûreté adéquats, conformément aux critères d'acceptation définis.

6.72. Les principales conclusions de l'analyse de la sûreté comprennent les limites de sûreté concernant les constituants et activités importants pour la sûreté ainsi que toutes les limites et conditions d'exploitation nécessaires. L'élaboration des procédures et plans de mise en œuvre de la protection radiologique, de la prévention de la criticité, de la sûreté industrielle et de la préparation et de la conduite des interventions d'urgence est basée sur les résultats de l'analyse de la sûreté.

Prescription 21 : Conditions additionnelles de dimensionnement

Un ensemble de conditions additionnelles de dimensionnement est établi à partir d'analyses déterministes et d'appréciations techniques étayées par des évaluations probabilistes (s'il y a lieu), selon une approche graduée, en vue d'améliorer encore la sûreté de l'installation du cycle du combustible nucléaire par le renforcement des capacités de cette dernière à résister, sans conséquences inacceptables, à des accidents qui sont plus graves que les accidents de dimensionnement ou qui entraînent des défaillances supplémentaires. 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.

6.73. Une analyse des conditions additionnelles de dimensionnement est effectuée en ce qui concerne les installations existantes et les installations nouvelles susceptibles d'entraîner un rejet important ou un rejet précoce de matières radioactives. Sur le plan technique, le principal objectif de l'examen des conditions additionnelles de dimensionnement est de donner l'assurance que l'installation est conçue de manière à prévenir les conditions accidentelles²⁷ n'étant pas considérées comme des accidents de dimensionnement ou à en atténuer les conséquences, dans la mesure du possible. La possibilité que des effets falaise donnent lieu à un accident sortant du cadre des accidents de dimensionnement est prise en considération. Pour les installations concernant lesquelles des conditions additionnelles de dimensionnement ont été recensées lors de l'analyse, des dispositifs supplémentaires définis de manière adéquate ou des extensions des capacités des systèmes et procédures de sûreté sont prévus, de manière à prévenir les effets falaise et autres événements pris en considération dans les conditions additionnelles de dimensionnement et à en atténuer les conséquences.

6.74. La conception des nouvelles installations est telle que la possibilité que surviennent des conditions susceptibles de donner lieu à des rejets précoces ou à des rejets importants de matières radioactives est pratiquement éliminée. La conception est telle que, dans les conditions additionnelles de dimensionnement, les mesures de protection hors site dont l'application est limitée dans le temps et l'espace suffisent à protéger la population et il y a suffisamment de temps pour les prendre. Les événements initiateurs postulés conduisant à des conditions additionnelles de dimensionnement sont également analysés, le but étant de déterminer dans quelle mesure ils pourraient entraver une intervention d'urgence efficace. Seules les mesures de protection qui peuvent être lancées de manière fiable dans des délais suffisants sur l'emplacement sont considérées comme étant disponibles.

6.75. L'analyse effectuée comporte un recensement des dispositifs conçus pour être utilisés lors d'événements envisagés dans les conditions additionnelles de dimensionnement, empêcher que ces événements ne se produisent ou, s'ils se produisent, en atténuer les conséquences. Ces dispositifs :

- a) sont capables de fonctionner dans les environnements caractéristiques des conditions additionnelles de dimensionnement, selon qu'il convient ;
- b) ont une fiabilité en rapport avec la fonction qu'ils doivent remplir.

²⁷ Y compris les conditions accidentelles n'ayant pas de conséquences hors du site mais risquant de porter préjudice au personnel.

L'indépendance des dispositifs utilisés dans des conditions additionnelles de dimensionnement par rapport à ceux auxquels on a recours lors d'accidents plus fréquents est prise en considération.

Combinaisons d'événements et de défaillances

6.76. Lorsque les conclusions d'experts et d'analyses déterministes de la sûreté étayées (le cas échéant) par des études probabilistes de sûreté montrent que des combinaisons d'événements pourraient donner lieu à de possibles incidents d'exploitation combinés à d'autres conditions accidentelles, ces combinaisons d'événements sont considérées comme des accidents de dimensionnement ou comme des conditions additionnelles de dimensionnement, en fonction essentiellement de leur probabilité et de l'ampleur de leurs conséquences possibles. Certains événements pourraient être des conséquences d'autres événements, par exemple un incendie se déclarant à la suite d'un séisme, ou plusieurs événements au sein de l'installation, comme des fuites constatées à divers endroits, pourraient être déclenchés par un même événement externe. Ces effets consécutifs sont considérés comme inhérents à l'événement initiateur postulé.

Prescription 22 : Analyse des incendies et des explosions

La possibilité que surviennent des incendies et des explosions externes ou internes est analysée et les événements initiateurs potentiels correspondants sont recensés en vue de leur utilisation dans l'analyse de la sûreté. Les contrôles spécifiquement requis pour les incendies et les explosions sont clairement définis.

6.77. Une analyse des risques d'incendie et des risques d'explosion dans l'installation du cycle du combustible nucléaire est réalisée afin de déterminer les degrés coupe-feu nécessaires et de recenser les moyens de protection passive et de séparation physique appropriés contre les incendies et les explosions. Les incendies et les explosions dont l'origine est extérieure au site et ceux survenant sur le site sont pris en considération. L'analyse couvre tous les moyens de prévention des incendies et des explosions et de lutte anti-incendie :

- a) prévention des incendies ;
- b) prévention des réactions chimiques d'emballement ;
- c) détection des incendies ;
- d) extinction des incendies ;

- e) séparations et écrans coupe-feu destinés à éviter la propagation des incendies et de la fumée ;
- f) itinéraires d'évacuation du personnel.

6.78. L'analyse des risques d'incendie et des risques d'explosion prend explicitement en considération tant les incendies impliquant des matières radioactives que ceux qui touchent des matières radioactives. Les analyses démontrent qu'un événement unique ne peut empêcher la mise à l'arrêt sûre de l'installation ni donner lieu à un rejet incontrôlé de matières radioactives ou de matières dangereuses associées émanant de l'installation. Les analyses permettent de recenser :

- les événements initiateurs postulés à utiliser dans le cadre de l'analyse de la sûreté ;
- la possibilité d'une défaillance de cause commune provoquée par un incendie ou une explosion ;
- les restrictions appropriées concernant les matières inflammables dans les zones de traitement, les salles de commutation et les salles de commande.

6.79. S'il y a lieu, l'analyse démontre que les systèmes d'extinction des incendies n'accroissent pas le risque de criticité, ne portent pas préjudice au personnel d'exploitation, n'altèrent pas sensiblement la capacité des constituants importants pour la sûreté et n'affectent pas simultanément des groupes de sûreté redondants, ce qui rendrait inopérantes les mesures prises pour satisfaire au critère de défaillance unique (voir la prescription 23). L'interruption et le déclenchement intempestif ou involontaire des systèmes d'extinction des incendies est prise en considération dans l'analyse, selon une approche graduée.

PRESCRIPTIONS PARTICULIÈRES EN MATIÈRE DE CONCEPTION

6.80. L'évaluation de la sûreté détermine les constituants, y compris les bâtiments, dont la défaillance en raison d'événements internes ou externes pourrait compromettre les fonctions de sûreté principales. Cette défaillance est évitée dans le cadre de la conception. Selon leur importance pour la sûreté, les constituants 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 contre les dangers et contre les mécanismes de défaillance de cause commune.

6.81. Les constituants importants pour la sûreté (y compris les bâtiments) sont conçus pour toutes les conditions de fonctionnement, pour des accidents de

dimensionnement et, autant que possible, pour des conditions additionnelles de dimensionnement. Les facteurs humains et organisationnels recensés dans la prescription 27 sont pris en considération lors de la conception.

6.82. Les constituants importants pour la sûreté sont conçus pour résister aux effets de sollicitations et de conditions environnementales extrêmes (p. ex. températures, humidité, pressions et intensités de rayonnement extrêmes) survenant dans des conditions de fonctionnement et dans des accidents de dimensionnement pertinents²⁸.

6.83. La conception du contrôle des processus comporte des dispositions permettant de rétablir l'état sûr et stable en cas de conditions anormales de fonctionnement. Si un arrêt d'urgence de l'installation ou d'une ou de plusieurs parties de celle-ci est prévu, les interdépendances entre les différents processus sont prises en compte.

6.84. En cas d'incident de fonctionnement prévu et de conditions accidentelles, une action supplémentaire de l'opérateur est parfois nécessaire pour placer l'installation dans un état sûr et stable à long terme. Les actions manuelles de l'opérateur sont analysées de manière appropriée et elles sont suffisamment fiables pour amener le processus à un état sûr dans les conditions suivantes :

- a) l'opérateur dispose de suffisamment de temps pour entreprendre des actions de sûreté ;
- b) les informations disponibles ont été traitées et présentées comme il convient ;
- c) le diagnostic est simple et l'action requise est clairement spécifiée ;
- d) l'opérateur n'est pas soumis à des sollicitations excessives.

6.85. Si l'une quelconque de ces conditions ne peut être remplie, les systèmes de sûreté sont tels qu'ils garantissent que l'installation parvienne à un état sûr.

²⁸ Les effets de sollicitations extrêmes sont notamment :

- la déformation de conteneurs de matières fissiles ;
- l'infiltration d'eau de pluie dans des bâtiments où sont manipulées des matières nucléaires ;
- les effets de la pression du vent sur les grues à tour utilisées pour soulever des matières ou des déchets nucléaires ;
- l'effet des sauts de pression provoqués par l'échappement de gaz sur les filtres à particules d'air à haute efficacité (HEPA) ;
- l'inexactitude ou la nullité de relevés d'instruments (p. ex. de détecteurs de rayonnement) qui sont en réalité hors de la plage de mesure.

6.86. Des moyens sont prévus pour surveiller tous les processus et équipements essentiels pendant et après des incidents de fonctionnement prévus ou des accidents. Au besoin, des moyens de surveillance et de mise à l'arrêt sûre à distance sont prévus.

6.87. Lors de la conception de l'installation, le renforcement du blindage de protection contre l'exposition externe est envisagé, lorsque cela est possible, afin de réduire les conséquences d'un accident de criticité. La conception et la disposition du blindage tiennent compte de son potentiel de dégradation.

6.88. Le renforcement des structures en vue de résister aux effets des conditions accidentelles telles que l'explosion ou la criticité, ou de les atténuer, est pris en considération.

6.89. Les constituants importants pour la sûreté sont soit capables de fonctionner après une perte de systèmes auxiliaires (p. ex. air comprimé), soit conçus de manière à se mettre dans une configuration sûre après une défaillance, avec des positions, des paramètres et des signaux acceptables (ou des indications claires de leur état de défaillance).

6.90. L'organisme exploitant s'assure d'avoir un accès complet aux connaissances concernant la conception et sa configuration qui sont nécessaires pour assurer la sûreté de l'exploitation, de la maintenance (y compris la connaissance des intervalles entre les essais) et de la modification.

Prescription 23 : Redondance, diversité et indépendance

Conformément à l'analyse de la sûreté, des dispositions adéquates concernant la redondance, la diversité et l'indépendance des équipements sont prévues lors de la conception.

6.91. L'installation est conçue de telle sorte qu'une faille ou défaillance d'équipement ne peut entraîner à elle seule d'accidents dépassant les conditions de la base de conception. Des dispositions adéquates concernant le niveau approprié de redondance, de diversité et d'indépendance avec séparation physique sont prévues pour les constituants importants pour la sûreté.

6.92. Les principes de la redondance et de l'indépendance sont appliqués en tant que principes de conception importants pour améliorer la fiabilité des fonctions importantes pour la sûreté. Selon leur classement de sûreté, les constituants importants pour la sûreté sont séparés physiquement et l'utilisation de systèmes

partagés est réduite au minimum possible. Il est démontré qu'à moins que l'opérateur ne dispose de suffisamment de temps pour intervenir après le début de l'accident, la conception de l'installation est propre à garantir qu'aucune défaillance unique ne peut entraîner une perte de la capacité d'un système à fonctionner comme prévu.

6.93. Le principe de la diversité est pris en considération dans la conception de l'installation afin d'améliorer la fiabilité des constituants importants pour la sûreté et de réduire les risques de défaillance de cause commune.

Prescription 24 : Dispositions de conception relatives à la gestion des déchets radioactifs

L'intégration de dispositions relatives à la gestion des déchets radioactifs dans l'installation du cycle du combustible nucléaire est prise en considération au stade de la conception. La production de déchets radioactifs est maintenue, à la fois en activité et en volume, à un niveau minimum grâce à des mesures appropriées en matière de conception. Les filières de gestion des déchets avant stockage définitif et de stockage définitif sont prises en compte en vue également de réduire le plus possible l'impact global sur les travailleurs, le public et l'environnement.

6.94. La conception de l'installation prévoit des dispositifs appropriés pour faciliter la gestion des déchets radioactifs. Des systèmes et des installations sont prévus pour la gestion sûre des déchets radioactifs afin de permettre la caractérisation, la séparation, le conditionnement, le prétraitement, l'immobilisation et l'entreposage provisoire des déchets radioactifs, pour les inventaires actuels et futurs. Ces systèmes et installations sont prévus conformément à des critères préétablis et à la politique et à la stratégie nationales en matière de gestion des déchets radioactifs et ils tiennent compte à la fois de la capacité d'entreposage et des options de stockage définitif sur le site et hors de celui-ci. Les installations de gestion de déchets radioactifs sont des installations du cycle du combustible nucléaire auxquelles s'appliquent les prescriptions de la présente publication, selon une approche graduée.

6.95. La conception de l'installation permet la gestion sûre des déchets et des effluents radioactifs résultant des conditions de fonctionnement, de la maintenance et du nettoyage périodique de l'installation. Les natures, compositions et niveaux d'activité divers des déchets produits dans l'installation sont dûment pris en compte.

6.96. Lors de la conception, les éléments ci-après sont pris en considération :

- a) les matériaux et, le cas échéant, les finitions de surface, les plus appropriés de sorte que les quantités de déchets radioactifs soient réduites au minimum possible et la décontamination facilitée ;
- b) les possibilités d'accès et les moyens de manutention, y compris les besoins en matière de levage, 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 qui sont produits pendant l'exploitation de l'installation ainsi que des dispositions pour la gestion des déchets radioactifs qui le seront lors de son déclassement.

6.97. La conception des installations essaie de veiller, dans la mesure du possible, à des solutions de stockage définitif pour tous les types de déchets dont on compte qu'ils seront produits pendant la durée de vie de l'installation. Lorsque ces solutions n'existent pas au moment de la conception de l'installation, des dispositions sont prises pour faciliter la réalisation des options futures envisagées.

6.98. La transformation des déchets et, le cas échéant, les installations d'entreposage provisoire sont prises en compte dans la conception générale de l'installation. Les prescriptions relatives à la production, à la transformation et à l'entreposage de déchets radioactifs établies dans la publication GSR Part 5 [14] sont appliquées.

6.99. Les matières nucléaires qui génèrent de la chaleur sont entreposées dans des installations qui disposent d'une fonction suffisamment fiable d'évacuation de la chaleur en plus d'un confinement et d'un blindage adéquats (voir prescription 39).

Prescription 25 : Conception aux fins de la gestion des rejets radioactifs atmosphériques et liquides

Des dispositions sont prises lors de la conception pour faire en sorte que les rejets de matières radioactives sous forme gazeuse, liquide et particulaire et les produits chimiques dangereux pour l'environnement associés soient conformes aux limites autorisées. Ces dispositions garantissent que les doses reçues par le public et les effets sur l'environnement sont aussi faibles que raisonnablement possible.

6.100. Les installations du cycle du combustible nucléaire sont conçues de manière à réduire le plus possible l'impact des matières radioactives et des effluents toxiques associés en fonctionnement normal sur le public et l'environnement. La gestion des effluents radioactifs, y compris des rejets, respecte les prescriptions établies dans les publications GSR Part 3 [2] et GSR Part 5 [14]. Lorsqu'il applique ces prescriptions, le concepteur tient compte de l'ensemble du site et respecte le principe d'optimisation de la protection et de la sûreté.

6.101. Des systèmes sont prévus pour traiter les effluents radioactifs gazeux et liquides afin de maintenir leurs volumes, leurs concentrations d'activité et la quantité totale de radioactivité aussi bas que raisonnablement possible et en-deçà des limites de rejets autorisées. Ces systèmes tiennent compte des produits chimiques dangereux et des matières particulaires présentes ou potentiellement présentes.

6.102. L'évaluation de la sûreté et l'évaluation de l'impact environnemental dans le dossier d'autorisation tiennent compte de la nécessité d'assurer la surveillance, la collecte et le traitement approprié d'effluents potentiellement contaminés (p. ex. par échange d'ions ou filtrage) avant leur rejet dans l'environnement. Des caractéristiques de conception sont prévues pour garantir que les rejets ne dépassent pas les limites autorisées avant d'être libérés dans l'environnement.

6.103. Dans la conception, il est prévu d'effectuer des essais (conformément à des normes internationales acceptées) pour déterminer le rendement des filtres terminaux d'épuration des matières dangereuses et radioactives (filtres, épurateurs ou lits) et veiller à ce que celui-ci corresponde à celui prévu dans la conception.

6.104. L'évaluation de la sûreté détermine la nécessité d'effectuer des mesures en temps réel pour confirmer que les systèmes de nettoyage fonctionnent efficacement et pour garantir que les rejets sont continuellement mesurés. Des dispositions sont prises à la conception aux fins de la surveillance des rejets radioactifs atmosphériques et liquides dans l'environnement.

Prescription 26 : Conception aux fins de la maintenance, des essais périodiques et de l'inspection de constituants importants pour la sûreté

Les constituants importants pour la sûreté sont conçus de manière à faciliter leur maintenance, leur inspection et les essais afin d'en tester les possibilités fonctionnelles pendant la durée de vie utile de l'installation.

6.105. Les constituants importants pour la sûreté sont conçus et disposés de manière à optimiser la protection dans les activités de maintenance, d'inspection et d'essai. Le terme « maintenance » englobe à la fois les mesures préventives et les mesures correctives.

6.106. Une attention particulière est accordée à la conception aux fins de la maintenance d'équipements qui sont²⁹ :

- installés dans des zones hautement radioactives telles que des cellules chaudes ;
- destinés à être utilisés dans des installations dont la durée de vie prévue à la conception est longue.

Prescription 27 : Ergonomie

Les facteurs humains et organisationnels et les interfaces homme-machine sont pris en compte tout au long du processus de conception.

6.107. Le processus de conception tient dûment compte de la disposition des installations et des équipements, ainsi que des procédures, y compris des procédures de maintenance et d'inspection, facilitant l'interaction entre les opérateurs et l'installation à tous les états de l'installation.

6.108. Des facteurs humains et des principes d'ergonomie sont appliqués dans la conception du matériel de télémanipulation, des boîtes à gants, des salles et des panneaux de commande, en tenant compte de la façon dont les opérateurs apprécient la situation (p. ex. grâce à une évaluation complète de la charge de travail, de l'aménagement, des communications et des outils d'aide mis à la disposition de l'opérateur). Des affichages clairs et des signaux sonores sont prévus pour les panneaux de commande dans le cas des paramètres importants pour la sûreté.

6.109. Lors de la conception, il est prévu de réduire le plus possible les sollicitations auxquelles sont soumis les opérateurs en fonctionnement normal et en cas d'incidents de fonctionnement prévus et de conditions accidentelles, en envisageant ce qui suit :

- a) automatisation des actions appropriées pour assurer le succès de l'opération ;
- b) indications claires en cas de changement significatif de l'état du processus ;

²⁹ Voir aussi les prescriptions 30 et 44.

- c) dispositifs de contrôle appropriés (p. ex. verrouillages, clés et mots de passe) en vue de prévenir les erreurs.

6.110. Les personnes qui analysent les facteurs humains et organisationnels sont dûment formées et qualifiées. Le personnel d'exploitation qui a acquis une expérience d'exploitation dans des installations similaires participe activement, dans la mesure du possible, au processus de conception afin de garantir qu'il soit tenu compte de l'exploitation future de l'installation (dans tous les états de l'installation) et de la maintenance des équipements.

Prescription 28 : Contrôle du transfert de matières radioactives et d'autres matières dangereuses

Le transfert de matières radioactives et d'autres matières dangereuses est pris en compte dans l'analyse de la sûreté et les contrôles nécessaires sont définis. Des dispositifs sont prévus lors de la conception pour assurer le transfert sûr de matières radioactives et de produits chimiques associés.

6.111. Le contrôle des transferts de matières radioactives, de matières fissiles et d'autres matières dangereuses³⁰ entre les zones et les bâtiments est traité dans l'analyse de la sûreté. Des dispositions sont prises pour que les opérateurs déterminent avec précision la destination des matières, détectent celles ayant pris une mauvaise direction et écartent les matières entrantes qui ne répondent pas aux critères d'acceptation. Une attention particulière est accordée aux contrôles des voies potentielles de rejet vers les flux d'effluents ou vers l'environnement et au transfert de matières depuis le confinement ou le blindage vers des zones de degrés de confinement ou de blindage inférieurs. La sûreté des matières radioactives peut être compromise par des produits chimiques qui, en tant que tels, peuvent ne pas être dangereux.

6.112. Les colis contenant des matières fissiles qui sont soumis à des contrôles de criticité sont clairement identifiés. Des systèmes appropriés de contrôle-commande, d'isolement et d'échantillonnage sont prévus, conformément à une approche graduée.

³⁰ Notamment l'ajout accidentel de modérateur ou le mélange par inadvertance de produits chimiques ou de matières radioactives incompatibles, dangereux ou réactifs.

DISPOSITIONS CONCERNANT LA DURÉE DE VIE D'UNE INSTALLATION DU CYCLE DU COMBUSTIBLE NUCLÉAIRE

Prescription 29 : Dispositions de conception relatives à la construction

Les constituants importants pour la sûreté d'une installation du cycle du combustible nucléaire sont conçus de manière à pouvoir être fabriqués, construits, assemblés et installés dans le respect des processus établis qui garantissent la conformité aux spécifications de conception et le niveau de sûreté requis.

6.113. 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 meilleures pratiques d'autres secteurs pertinents de l'industrie sont adoptées, leur adéquation à l'application nucléaire spécifique est démontrée.

Prescription 30 : Qualification des constituants importants pour la sûreté

Un programme de qualification est mis en œuvre pour vérifier que les constituants importants pour la sûreté seront en mesure de remplir leurs fonctions quand il le faudra, dans les circonstances du moment et pendant toute leur durée de vie nominale, compte dûment tenu de la situation pendant la maintenance et les essais.

6.114. Les circonstances et conditions de service prises en considération dans le programme de qualification des constituants importants pour la sûreté d'une installation du cycle du combustible nucléaire tiennent compte de l'évolution des conditions environnementales attendues dans la base de conception³¹ et des conditions additionnelles de dimensionnement répertoriées.

6.115. Le programme de qualification des constituants importants pour la sûreté³² prend en compte les effets du vieillissement liés à des facteurs environnementaux (tels que l'irradiation, l'humidité ou la température) pendant la durée de vie utile attendue 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

³¹ Voir aussi la prescription 26.

³² Y compris les constituants essentiels au maintien de la sûreté-criticité et les constituants utilisés pour lever le combustible usé et les éléments fertiles dans les piscines.

de qualification reproduit dans la mesure du possible les conditions qui leur sont imposées, par des essais, des analyses ou les deux à la fois.

Prescription 31 : Dispositions de conception relatives à la mise en service

Des dispositifs nécessaires pour faciliter le processus de mise en service de l'installation du cycle du combustible nucléaire sont prévus lors de la conception.

6.116. Dans le contexte des installations du cycle du combustible nucléaire, on entend par « mise en service » l'ensemble des opérations qui consistent à faire fonctionner les systèmes et composants fabriqués pour des installations et des activités et à vérifier qu'ils sont conformes à la conception et satisfont aux critères de performance requis. Tous les constituants importants pour la sûreté sont conçus et disposés de manière à ce que leurs fonctions de sûreté puissent être correctement inspectées, testées et entretenues, si nécessaire, selon leur classement de sûreté. Dans la mesure du possible, les constituants importants pour la sûreté sont homologués avant la mise en service. S'il n'est pas possible de prévoir une testabilité suffisante pour un composant, l'analyse de la sûreté tient compte de la possibilité que cet équipement subisse des défaillances non détectées (voir la section 8).

Prescription 32 : Considérations de conception relatives à la gestion du vieillissement

Des marges de sûreté sont adoptées lors de la conception pour tenir compte des propriétés attendues des constituants importants pour la sûreté, afin de prendre en compte les effets du vieillissement et de la dégradation des matériaux.

6.117. Les constituants importants pour la sûreté, y compris les systèmes de confinement et les absorbeurs de neutrons, sont conçus et disposés de manière à tenir compte de la dégradation des matériaux due au vieillissement et du risque de défaillance prématuré. Lorsque les composants assurent une fonction de sûreté, des composants de remplacement de qualité équivalente sont prévus.

6.118. Lorsque les détails concernant les caractéristiques des matériaux dont les propriétés mécaniques peuvent changer en service ne sont pas disponibles, un système de surveillance est prévu dans la conception afin de réduire le plus possible les risques liés aux effets du vieillissement, de la chimie du processus,

de l'érosion, de la corrosion et de l'irradiation sur les matériaux (voir aussi les prescriptions 26 et 60).

Prescription 33 : Dispositions de conception relatives au déclassé

Lors de la conception d'une installation du cycle du combustible nucléaire, il est envisagé d'en faciliter le déclassé final de manière à maintenir l'exposition des travailleurs et du public imputable au déclassé aussi basse qu'il est raisonnablement possible et à assurer la protection des personnes et de l'environnement, ainsi qu'à réduire le plus possible la quantité de déchets radioactifs produits pendant le déclassé.

6.119. Tout en assurant la sûreté d'exploitation de l'installation, la conception prévoit :

- a) de réduire le plus possible le nombre et la taille des zones contaminées de manière à faciliter l'assainissement au stade du déclassé ;
- b) de choisir des matériaux de confinement qui résistent à tous les produits chimiques utilisés et qui résistent suffisamment à l'usure, en vue de faciliter leur décontamination à la fin de leur durée de vie utile ;
- c) d'éviter les accumulations inopportunes de produits chimiques ou de matières radioactives ;
- d) de permettre au besoin une décontamination à distance ;
- e) de tenir compte de la mesure dans laquelle les déchets devant être produits au stade du déclassé se prêtent à un traitement, à un entreposage, à un transport et à un stockage définitif ;
- f) de gérer les connaissances pertinentes en matière de conception ;
- g) de veiller à ce que les principaux composants du système et les points de contamination possibles, en particulier dans la structure de l'installation, soient facilement accessibles pour faciliter le déclassé.

RADIOPROTECTION

Prescription 34 : Conception aux fins de la protection contre l'exposition interne aux rayonnements

La conception est telle que les travailleurs, le public et l'environnement sont protégés contre les rejets incontrôlés de matières radioactives dans tous les états de l'installation. Les rejets sont maintenus à un niveau aussi bas

que raisonnablement possible, dans les limites autorisées en fonctionnement normal et dans des limites acceptables en cas de conditions accidentelles.

6.120. En fonctionnement normal, l'exposition interne est réduite le plus possible lors de la conception et est aussi basse que raisonnablement possible. Conformément à une approche graduée, les caractéristiques de conception pour contrôler et limiter l'exposition interne comprennent différents moyens de confinement et de détection des fuites :

- Des dispositions sont prises pour empêcher, lorsque cela n'est pas nécessaire, le rejet ou la dispersion de matières radioactives, les déchets radioactifs et la contamination de l'installation.
- L'installation est aménagée de manière à garantir que l'accès du personnel d'exploitation aux zones de contamination possible est correctement contrôlé.
- Des moyens de surveillance et des systèmes d'alarme appropriés sont mis en place pour la contamination atmosphérique. Des systèmes de surveillance de l'air mobiles ou à usage individuel sont prévus sur les lieux de travail où les quantités de matières radioactives sont importantes.

6.121. Les zones occupées par des travailleurs sont classées d'après les niveaux prévisibles de contamination superficielle et atmosphérique et équipées de matériel de surveillance en fonction de cette classification (voir la prescription 24 de la publication GSR Part 3 [2]). La nécessité de prévoir des dispositions appropriées pour des opérations particulières dans des zones contaminées est également prise en compte dans la conception. Des équipements fixes et mobiles sont prévus pour détecter une contamination superficielle sur les personnes, le matériel, les produits et d'autres objets afin de vérifier que les matières radioactives sont confinées efficacement.

6.122. Des installations sont prévues pour la décontamination du personnel d'exploitation et des équipements.

Prescription 35 : Moyens de confinement

Des moyens de confinement dynamique et statique de matières radioactives et de matières dangereuses associées sont prévus lors de la conception, conformément à l'analyse de la sûreté. La détection des fuites est appliquée comme il convient pour le contrôle de la contamination.

6.123. La nature et le nombre de barrières de confinement ainsi que leur performance de conception et celle des systèmes de ventilation sont proportionnés à l'ampleur des dangers potentiels, une attention particulière étant accordée à la dispersion possible d'émetteurs alpha. Les niveaux de contamination atmosphérique sont aussi bas que raisonnablement possible et ne dépassent pas les limites autorisées.

6.124. Le confinement constitue la principale méthode pour empêcher la propagation de la contamination. Un nombre approprié de systèmes de confinement statiques (barrières physiques) et dynamiques complémentaires est prévu conformément à l'analyse de la sûreté :

- a) Le système de confinement statique se compose de barrières physiques interposées entre les matières radioactives et le personnel ou l'environnement. Le nombre de barrières physiques est déterminé au cas par cas, conformément à une analyse de la sûreté.
- b) Le système de confinement dynamique sert à faire circuler l'air en direction des zones présentant des niveaux plus élevés de contamination pour qu'il soit traité avant d'être évacué³³. Il est conçu de telle sorte que son efficacité soit maintenue autant que possible en cas de perte de confinement statique.

6.125. L'ingestion d'une petite quantité de matières radioactives peut entraîner une exposition significative. Dans les nouvelles installations où des matières de ce type sont manipulées sous une forme mobile (p. ex. dans des usines de fabrication de combustible MOX ou des usines de retraitement), on prévoit au moins deux barrières statiques, de sorte que les matières radioactives soient confinées à l'intérieur de la première barrière statique en fonctionnement normal. La conception de la seconde barrière statique comporte des dispositifs de contrôle de la contamination en suspension dans l'air en vue de réduire le plus possible les radioexpositions du personnel dans des conditions de fonctionnement pendant toute la durée de vie de l'installation, ainsi que de limiter autant que possible la contamination à l'intérieur de l'installation.

6.126. Les systèmes de confinement dynamiques dans les installations du cycle du combustible nucléaire prévoient un système de ventilation dimensionné

³³ Dans certains systèmes ou parties de systèmes, la direction du flux d'air ou l'absence de flux d'air peut être déterminée par d'autres facteurs, par exemple la nécessité d'empêcher l'infiltration d'oxygène dans des cuves sous pression ou dans des systèmes localement sous pression. Lorsque des matières inflammables sont traitées, des gaz inertes peuvent être utilisés à la place de l'air pour fournir les flux requis.

comme il convient dans les zones où l'on a déterminé qu'il pouvait y avoir de fortes chances de rencontrer des concentrations de matières dangereuses en suspension dans l'air à tous les états de l'installation.

6.127. Dans la conception d'un système de confinement dynamique, il est tenu compte des critères de performance relatifs aux systèmes de ventilation et de confinement statique, et notamment de la différence de pression entre les zones, des types de filtres à utiliser, du différentiel de pression à travers les filtres et de la vitesse d'écoulement appropriée pour les conditions de fonctionnement.

6.128. L'efficacité des filtres et leur résistance aux produits chimiques, à l'humidité, aux températures élevées des gaz rejetés et aux conditions d'un incendie sont prises en compte, de même que l'accumulation de matières. La conception du système de ventilation facilite le suivi et la mise à l'essai des performances.

Prescription 36 : Conception aux fins de la protection contre l'exposition aux rayonnements externes

Des dispositions sont prises pour garantir que les doses reçues par les travailleurs et le public soient maintenues aussi basses que raisonnablement possible, compte tenu des contraintes de dose correspondantes, et restent en deçà des limites de dose.

6.129. Les sources de rayonnement dans l'ensemble de l'installation sont recensées de manière exhaustive et les expositions ainsi que les risques radiologiques qui y sont associés sont maintenus à des niveaux aussi bas que raisonnablement possible grâce à une application graduée des prescriptions de protection établies dans la publication GSR Part 3 [2].

6.130. La conception de l'installation prévoit d'optimiser l'occupation humaine, l'agencement des équipements et des matières radioactives, et les équipements de blindage afin de garantir que les expositions aux rayonnements soient maintenues à des niveaux aussi bas que raisonnablement possible et dans les limites définies, dans toutes les conditions de fonctionnement. Les avantages en termes de sûreté liés à l'utilisation de l'automatisation et de matériel de télémanipulationsont

également pris en compte, une évaluation appropriée de la répartition des fonctions entre les humains et les systèmes automatisés étant assurée³⁴.

6.131. Le concepteur classe les zones en tenant compte de l'ampleur des expositions normales attendues, de la probabilité et de l'ampleur des expositions potentielles, ainsi que de la nature et de l'étendue des procédures de protection et de sûreté requises. Les conditions d'accès des travailleurs aux zones où les intensités de rayonnement peuvent provoquer des expositions susceptibles de donner lieu à des doses élevées sont limitées lors de la conception, le contrôle exercé étant proportionnel aux dangers [2].

6.132. Des moyens de surveillance des intensités de rayonnement sont prévus de sorte que toute condition anormale soit détectée en temps voulu et que les travailleurs puissent être évacués.

6.133. L'agencement de l'installation est tel que les doses reçues par les travailleurs en fonctionnement normal peuvent être maintenues à un niveau aussi bas que raisonnablement possible, et il est dûment tenu compte de la nécessité de prévoir tout équipement spécial pour satisfaire à ces prescriptions. Les équipements nécessitant des opérations de maintenance ou une intervention manuelle fréquentes sont situés, dans la mesure du possible, dans des zones à faible débit de dose de sorte que l'exposition des travailleurs soit réduite.

6.134. Des caractéristiques de conception appropriées sont prévues pour empêcher le passage direct de rayonnements à travers le blindage et autour de ses traversées.

Prescription 37 : Systèmes de surveillance radiologique

Des équipements sont prévus dans l'installation du cycle du combustible nucléaire pour assurer un contrôle radiologique adéquat en conditions de fonctionnement, en conditions accidentelles de dimensionnement et, si nécessaire, en conditions additionnelles de dimensionnement.

³⁴ L'objectif est d'optimiser la protection ; à titre d'exemple, le recours accru à l'automatisation peut entraîner une augmentation de l'exposition du personnel de maintenance et, parallèlement, une diminution de celle des opérateurs. L'exposition totale pourrait augmenter, surtout si l'automatisation n'est pas fiable.

6.135. Les systèmes de surveillance radiologique de l'installation prévoient notamment ce qui suit :

- a) des débitmètres de dose fixes pour surveiller les débits de dose locaux aux endroits auxquels les travailleurs peuvent accéder couramment et à d'autres endroits où l'accès n'est autorisé que pendant certaines périodes spécifiées en conditions de fonctionnement (par exemple, les cellules pour la maintenance de routine et les galeries d'éjecteurs où les intensités de rayonnement peuvent changer) ;
- b) des débitmètres de dose fixes pour indiquer les intensités générales de rayonnement en des endroits appropriés de l'installation lors des incidents de fonctionnement prévus, des accidents de dimensionnement et, autant que possible, des conditions additionnelles de dimensionnement. Ils fournissent des informations suffisantes au poste de commande approprié pour que le personnel d'exploitation puisse engager selon que de besoin des mesures protectrices et des mesures correctives ;
- c) des moniteurs pour mesurer l'activité des matières radioactives présentes dans l'atmosphère dans les zones où se tient couramment le personnel 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) des équipements fixes et des laboratoires pour déterminer en temps voulu la concentration de certains radionucléides dans les systèmes de traitement des fluides et dans des échantillons de gaz et de liquides³⁵ prélevés dans l'installation ou dans l'environnement, dans tous les états de l'installation ;
- e) des équipements fixes pour surveiller et contrôler les effluents avant ou pendant leur rejet dans l'environnement. Ces équipements permettent de détecter des rejets imprévus de matières radioactives et de produits chimiques toxiques associés dans l'environnement ;
- f) des appareils de mesure de la contamination des surfaces ;
- g) des installations et équipements de mesure des doses auxquelles sont exposés le personnel, les déchets et les outils et de leur contamination avant qu'ils sortent des zones radiologiques contrôlées ;
- h) selon une approche graduée et adaptée aux risques encourus, une surveillance radiologique aux portes et aux autres issues possibles de l'installation pour les matières radioactives retirées du bâtiment de l'installation sans autorisation ou par le biais d'une contamination involontaire.

³⁵ Il peut y avoir différents flux de processus et différents échantillons pour chaque état de l'installation.

6.136. Des mesures sont prises en vue d'empêcher la propagation d'une contamination radioactive, notamment en recourant à des systèmes de surveillance adéquats (voir aussi les prescriptions 35 et 36).

6.137. Outre le contrôle radiologique à l'intérieur de l'installation, des dispositions sont aussi prises pour évaluer, au besoin, l'exposition et d'autres paramètres radiologiques permettant de déterminer l'impact radiologique de l'installation sur l'environnement.

Prescription 38 : Conception aux fins de la sûreté-criticité

La conception garantit une marge de sous-criticité adéquate, dans les conditions de fonctionnement et les conditions anormales crédibles, ou celles définies dans la base de conception.

Prévention

6.138. Il n'est pas nécessaire de procéder à une évaluation de la sûreté-criticité complète dans les zones de l'installation où la quantité de matières fissiles est si faible ou la composition isotopique est telle que les critères d'exemption spécifiés ou approuvés par l'organisme de réglementation sont remplis³⁶. Dans tous les autres cas, la sûreté-criticité est assurée au moyen de mesures préventives qui sont, autant que raisonnablement possible, établies dans la conception. Dans ce contexte, la zone soumise au contrôle de la criticité peut être une cascade d'enrichissement entière, un bâtiment ou l'ensemble du site.

6.139. Les méthodes employées pour assurer la sûreté-criticité dans tout processus comprennent, sans s'y limiter, l'une quelconque ou une combinaison des méthodes suivantes :

- a) contrôle technique passif faisant intervenir la conception des équipements ;
- b) contrôle technique actif comportant un recours à des instruments de contrôle du processus ;
- c) moyens chimiques, tels que la prévention des conditions permettant une précipitation ;

³⁶ Il sera plutôt nécessaire de démontrer que la matière en tant que telle ne peut pas maintenir une réaction nucléaire en chaîne ou que la quantité maximale de nucléides fissiles mis en jeu est bien inférieure aux paramètres critiques minimaux pertinents (des orientations sur divers aspects du contrôle de la criticité sont fournies dans la publication SSG-27, *Criticality Safety in the Handling of Fissile Material*, IAEA Safety Standards Series [16]).

- d) processus de sûreté intrinsèque ;
- e) contrôles administratifs destinés à assurer le respect des procédures d'exploitation.

6.140. Les évaluations et les calculs de criticité sont effectués sur la base d'hypothèses prudentes.

6.141. On utilise une méthode d'analyse de la sûreté rigoureuse, conservatrice et éprouvée et on tient compte de la défense en profondeur pour la prévention des accidents de criticité. Les contrôles de la sûreté aux fins de la criticité sont indépendants, diversifiés et solides. Toute modification de la conception ou des hypothèses qui a une incidence sur les processus ou les activités impliquant des matières fissiles est réévaluée pour la sûreté-criticité.

6.142. Aux fins de la prévention de la criticité par la conception, la préférence est donnée au principe de la double contingence. En ce qui concerne l'application de ce principe, la conception d'un processus prévoit suffisamment de facteurs de sûreté pour qu'un accident de criticité soit impossible à moins que deux changements improbables et indépendants n'interviennent simultanément dans les conditions prévalant dans ce processus.

6.143. La sûreté-criticité est assurée en maintenant un ou plusieurs des paramètres ci-après du système dans les limites sous-critiques en condition de fonctionnement et dans les conditions qualifiées, dans la réglementation nationale, de conditions anormales crédibles ou de conditions prévues dans la base de conception (p. ex. incendie, inondation ou perte de refroidissement) :

- masse et enrichissement des matières fissiles présentes dans un processus ;
- géométrie (limitation des dimensions ou forme) du matériel de traitement ;
- concentration des matières fissiles dans les solutions ;
- rapport de modération ;
- contrôle des réflecteurs ;
- présence d'absorbeurs de neutrons appropriés.

6.144. La sûreté de la conception d'une installation est démontrée au moyen d'une analyse de criticité particulière, dans laquelle les facteurs importants ci-après sont examinés à la fois séparément et ensemble :

- a) milieu fissile de référence : la forme radioactive et chimique la plus réactive de la matière fissile utilisée, dans les conditions de fonctionnement ou les conditions accidentelles, est déterminée ;

- b) enrichissement : l'enrichissement maximum autorisé dans toute partie de l'installation est utilisé dans l'ensemble des évaluations, à moins que l'impossibilité d'atteindre ce taux d'enrichissement soit démontrée conformément au principe de la double contingence ;
- c) masse : la sûreté-criticité est évaluée en prévoyant une marge importante ;
- d) géométrie : l'analyse englobe l'aménagement de l'installation et les dimensions des tuyauteries, des cuves et d'autres unités du processus. L'éventualité de modifications des dimensions (p. ex. en raison de l'érosion ou de la déformation) dans les conditions de fonctionnement et les conditions accidentelles est prise en considération ;
- e) concentration, densité et forme des matières : le cas échéant, l'analyse porte sur une plage de concentrations de matières fissiles dans le cas des solutions afin de déterminer les conditions les plus réactives qui pourraient se produire. Sauf si l'homogénéité de la solution peut être garantie, la concentration la plus défavorable de matières fissiles dans les parties de l'installation servant au traitement et à l'entreposage est envisagée ;
- f) modération : l'analyse porte sur une plage de rapports de modération afin de déterminer les conditions les plus réactives qui pourraient se produire ;
- g) réflexion : une hypothèse prudente est retenue pour la réflexion ;
- h) interaction neutronique : l'interaction neutronique entre toutes les unités de l'installation qui peuvent intervenir, y compris toute unité mobile qui peut approcher de l'ensemble, est prise en compte ;
- i) absorbeurs de neutrons : lorsqu'il en est tenu compte dans l'analyse de la sûreté et s'il existe un risque de dégradation, ou s'ils peuvent être brisés ou déplacés, la présence et l'intégrité des absorbeurs de neutrons peuvent être vérifiées lors d'essais périodiques ;
- j) les incertitudes concernant tous les paramètres (p. ex. masse, densité, géométrie et ensembles de données sur la section efficace nucléaire) sont prises en considération dans les calculs de criticité.

6.145. Les codes informatiques utilisés pour démontrer la sûreté-criticité sont vérifiés et validés (voir la publication GSR Part 4 (Rev.1) [13]).

6.146. Dans la démonstration de la sûreté-criticité, les éléments ci-après sont pris en compte :

- a) la possibilité d'aiguillage erroné, d'accumulation, de débordement et de déversement de matières fissiles (p. ex. mauvais transfert dû à une erreur humaine) ou de recirculation de matières fissiles (p. ex. à partir des évaporateurs) ;

- b) la possibilité d'évaporation de fuites entraînant une augmentation des concentrations, en particulier s'il se pourrait que l'évaporation se produise avant la détection des fuites ;
- c) le choix du moyen d'extinction des incendies (p. ex. eau ou poudre) et la sûreté de son emploi ;
- d) les effets (p. ex. fuites et modifications de la géométrie) de la corrosion, de l'érosion et des vibrations dans les systèmes exposés à des oscillations. Lorsque la criticité de liquides fissiles est contrôlée par la géométrie, la perte de confinement est anticipée, par exemple par l'emploi de plateaux d'égouttage dont la sûreté-criticité est assurée ou par la surveillance des niveaux de liquide ;
- e) la possibilité d'inondations internes et externes et d'autres dangers internes et externes pouvant interférer avec les mesures de prévention de la criticité ;
- f) l'utilisation potentielle de poisons neutroniques, comme le gadolinium ou le bore, en fonctionnement normal (p. ex. pour augmenter la masse sûre de matières fissiles dans un dissolvant), lors d'écarts par rapport au fonctionnement normal (p. ex. dilution de poisons neutroniques solubles en-dessous d'une limite de concentration spécifiée) et dans des conditions accidentelles ;
- g) configurations temporaires de matières fissiles pendant les transferts.

6.147. Les éléments ci-après reçoivent une attention particulière :

- des interfaces entre systèmes où des matières fissiles sont transférées d'un emplacement à un autre, par exemple entre différents processus, cuves de processus, sous-installations ou pièces ;
- des situations dans lesquelles l'état des matières fissiles (forme physique ou chimique et concentration) ou le mode de contrôle de la criticité a été modifié ;
- le transfert des matières fissiles d'un équipement à la géométrie favorable à un équipement dont la géométrie ne satisfait pas aux critères d'acceptation.

6.148. Si la conception de l'installation tient compte du taux de combustion, l'utilisation qui en est faite est justifiée adéquatement dans l'évaluation de la sûreté-criticité.

Atténuation

6.149. Les États ont adopté diverses approches en ce qui concerne les mesures d'atténuation et les évaluations des conséquences des accidents de criticité. La nécessité et l'adéquation des mesures suivantes est évaluée :

- a) installation d'un système de détection et d'alarme en cas de criticité pour déclencher une évacuation immédiate ;
- b) identification et balisage des itinéraires d'évacuation appropriés et des zones de regroupement ;
- c) fourniture d'équipements de secours appropriés ;
- d) mesures spécifiques de protection du public (voir par. 6.150).

6.150. Lors de la conception d'une nouvelle installation, l'efficacité des mesures (voir la publication GSR Part 7 [6]) visant à protéger le public contre les conséquences hors site d'un accident de criticité est évaluée. S'il est établi que les mesures de protection ne peuvent pas être efficaces en raison de l'imprévisibilité d'un accident de criticité, on envisage de prendre des mesures préventives adéquates (distance, blindage et confinement) de manière à ce que les conséquences hors site d'un accident de criticité ne dépassent pas les critères établis pour l'évacuation temporaire du public.

6.151. En plus des prescriptions établies aux paragraphes 6.138 à 6.150, les prescriptions propres aux installations décrites ci-après sont respectées.

Poudres à mélange d'oxydes d'uranium et de plutonium

6.152. La sûreté de la conception d'une usine de fabrication de combustible MOX est assurée en maintenant un ou plusieurs des paramètres suivants du système dans les limites sous-critiques dans les conditions de fonctionnement et les accidents de dimensionnement :

- a) PuO_2 (alimentation) :
 - i) masse et géométrie conformément aux spécifications de sûreté pour la composition isotopique du PuO_2 et la modération ;
 - ii) présence d'absorbeurs de neutrons appropriés.
- b) UO_2 (alimentation) : masse et géométrie conformément aux spécifications de sûreté pour la composition isotopique de l' UO_2 et la modération.
- c) Poudre de MOX (obtenue lors du processus de fabrication du combustible) : masse, géométrie et modération conformément à la spécification isotopique et à la teneur en PuO_2 à chaque étape du processus.

- d) Pastilles de MOX (produites lors du processus de fabrication du combustible) : masse, géométrie et modération, compte tenu de l'augmentation de la densité des matières fissiles.
- e) Barres et assemblages de MOX (fabriqués) : masse et modération, compte tenu de la géométrie des barres.

Liquides à mélange d'uranium et de plutonium

6.153. Un schéma de processus de référence qui précise les compositions et les débits pour les matières d'alimentation actives et les réactifs est défini. Les défaillances concernant les flux ou compositions des réactifs qui pourraient influencer sur la sûreté-criticité sont évaluées.

Mélanges de poudres ou de liquides contenant des matières fissiles

6.154. Dans le cas des laboratoires et, s'il y a lieu, des déchets solides de plutonium, la masse et la géométrie sûres (pour l'entreposage) du plutonium sont évaluées d'après la composition isotopique déterminée, comme indiqué aux paragraphes 6.152 a) et c).

6.155. La sûreté de la conception d'une installation dans laquelle sont manipulés des mélanges de poudres ou de liquides contenant des matières fissiles est démontrée au moyen d'une analyse de criticité particulière dans laquelle la composition isotopique du plutonium, la teneur en plutonium et l'enrichissement de l'uranium (si $^{235}\text{U} > 1\%$) sont examinés. Les compositions maximales autorisées dans toute partie du processus sont utilisées dans l'ensemble des évaluations, à moins que l'impossibilité d'atteindre cette composition ou cette teneur en plutonium (et, au besoin, cet enrichissement de l'uranium) soit démontrée conformément au principe de la double contingence.

6.156. Une composition de référence des matières fissiles (milieu fissile de référence) est définie. L'évaluation de la sûreté-criticité faite avec ce milieu de référence produit une hypothèse limitative prudente quant à la composition effective des matières fissiles manipulées ou traitées, par exemple sur la base des compositions isotopiques de l'uranium ou du plutonium, du modérateur, de la teneur totale en plutonium et de la masse et du volume de la matière fissile.

Prescription 39 : Conception de dispositifs aux fins de l'évacuation de la chaleur

Des systèmes de refroidissement et des systèmes auxiliaires nécessaires sont prévus pour évacuer la chaleur résultant de la décroissance radioactive et de réactions chimiques. La capacité, la disponibilité et la fiabilité des systèmes de refroidissement et de leurs systèmes auxiliaires sont analysées et justifiées dans l'analyse de la sûreté.

6.157. Des systèmes de refroidissement sont conçus et prévus pour éviter une surchauffe entraînant une ébullition ou une perte de confinement suivie de la libération et de la dispersion de quantités importantes de matières radioactives provenant de systèmes hautement actifs de traitement et d'entreposage de combustible usé, de plutonium et d'autres matières hautement radioactives.

6.158. D'autres sources froides sont prévues lorsque de possibles conséquences à grande échelle résultant de la perte de la première source froide sont recensées dans l'évaluation de la sûreté (voir le paragraphe 6.3 et la prescription 23).

6.159. Les questions de la perte d'alimentation électrique et des systèmes d'air comprimé sont traitées dans les prescriptions 49 et 50.

PRESCRIPTIONS DE CONCEPTION AUX FINS DE LA PROTECTION CONTRE LES DANGERS NON RADIOLOGIQUES

Prescription 40 : Mesures de conception visant à empêcher et à contrôler des réactions dangereuses entre les matières

La conception inclut des dispositifs destinés à contrôler les matières et les mélanges réactifs, inflammables, corrosifs et pyrophoriques utilisés ou produits au cours du traitement de matières radioactives.

6.160. La chimie de toute matière réactive, pyrophorique, inflammable ou très corrosive utilisée ou produite au cours du traitement de matières nucléaires est prise en considération dans l'analyse de la sûreté. Il s'agit par exemple de matières telles que l'hydrogène, l'acide fluorhydrique et l'huile rouge, qui peuvent être utilisées ou produites notamment durant des processus de dissolution, d'extraction ou de fabrication de combustible. Ces matières peuvent être placées intentionnellement ou découler d'autres procédés, comme la radiolyse.

6.161. En présence de matières dangereuses, des systèmes et des contrôles sont prévus pour :

- a) limiter l'entreposage (concentration ou volume) de matières dangereuses dans les zones où des matières radioactives sont manipulées ;
- b) maintenir la concentration des mélanges de gaz en dessous du niveau d'inflammabilité ;
- c) empêcher les solvants et les produits résultant de leur dégradation de subir une décomposition chimique rapide et des réactions fortement exothermiques dans les équipements chauffés ;
- d) éviter les risques de réactions exothermiques et d'inflammation rapides dans les processus en aval, dont le traitement des déchets, et empêcher l'exposition de matières pyrophoriques à l'air.

Prescription 41 : Mesures de conception visant à empêcher et à maîtriser les incendies et à éviter les explosions

L'installation est conçue et placée de manière à empêcher et maîtriser les incendies et à éviter les explosions susceptibles d'avoir des conséquences radiologiques et limiter au maximum leurs effets.

6.162. Sous réserve que les autres prescriptions de sûreté soient respectées, les constituants importants pour la sûreté sont conçus et placés de manière à limiter au maximum les effets des incendies et des explosions qui pourraient avoir, directement ou indirectement, des conséquences radiologiques. Les degrés coupe-feu et les moyens de protection passive et de séparation physique qui sont nécessaires contre les incendies et les explosions se fondent sur une analyse écrite des risques d'incendie et une analyse des risques d'explosion pour l'installation du cycle du combustible nucléaire³⁷. 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 ainsi que les explosions provoquées par des incendies, et limiter ainsi leurs effets sur la sûreté de l'installation.

³⁷ Voir aussi les prescriptions 22 et 23.

6.163. Les incendies et explosions internes ne compromettent pas les groupes de sûreté redondants. Les systèmes d'extinction des incendies sont automatiquement actionnés si nécessaire.

6.164. Les systèmes d'extinction des incendies sont conçus et placés de façon que leur utilisation, leur rupture ou leur mise en marche intempestive ou involontaire ne cause pas d'accident (voir la prescription 22).

6.165. Des matériaux incombustibles ou ignifuges et résistant à la chaleur sont utilisés partout où cela est possible dans l'installation du cycle du combustible nucléaire, en particulier dans les emplacements où des fonctions de sûreté sont remplies, tels que les salles de commutation et la salle de commande. Les gaz et liquides inflammables, les réactifs chimiques, les réactifs d'oxydation 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. L'utilisation de substances organiques (telles que l'huile de graissage) est limitée dans les endroits où elles pourraient être en contact avec des circuits électriques ou des matières réactives (p. ex. l'UF₆).

6.166. Les incendies et les 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 et à une conception sûre en cas de défaillance.

6.167. La conception de systèmes de neutralisation visant à empêcher les incendies satisfait aux exigences en matière de disponibilité, de durabilité et de fiabilité.

Prescription 42 : Conception aux fins de la protection contre les produits chimiques toxiques

La conception garantit la protection du personnel, du public et de l'environnement contre les expositions à des produits chimiques toxiques associés à des matières radioactives.

6.168. La conception tient compte des publications de l'AIEA élaborées avec des organisations internationales sur le contrôle des produits chimiques toxiques (voir réf. [17, 18]). Pour éviter des effets sanitaires dus à une exposition à des

produits chimiques toxiques associés à des matières radioactives, la conception respecte la hiérarchie des mesures de prévention, de contrôle et d'atténuation, de la manière suivante :

- a) réduction au minimum des stocks de produits chimiques toxiques ;
- b) sûreté du transport, de l'entreposage et de l'utilisation des matières dangereuses utilisées dans le traitement ;
- c) sûreté de la configuration et du contrôle des changements crédibles pouvant entraîner un rejet de matières toxiques ;
- d) ventilation adéquate au niveau local et au niveau de l'installation ;
- e) capacité de détection et d'alarme pour les rejets chimiques ou toxiques ;
- f) compatibilité chimique des matières susceptibles d'entrer en contact les unes avec les autres ;
- g) équipements de protection individuelle contre les expositions aux composés chimiques ou aux matières toxiques.

SYSTÈMES DE CONTRÔLE-COMMANDE

Prescription 43 : Conception des systèmes de contrôle-commande

Des systèmes de contrôle-commande sont prévus pour surveiller et contrôler tous les paramètres de processus qui sont nécessaires à la sûreté de l'exploitation dans toutes les conditions de fonctionnement. Des instruments permettent d'amener le système à un état sûr et de surveiller les conditions accidentelles. La fiabilité, la redondance et la diversité requises des systèmes de contrôle-commande sont proportionnelles à leur classement de sûreté.

6.169. L'installation est dotée de commandes manuelles et de commandes automatiques, selon qu'il convient, pour maintenir les paramètres dans les limites et conditions d'exploitation de l'installation (voir les prescriptions 9 et 18). Lorsqu'une intervention manuelle urgente est nécessaire pour faire face à un événement, l'analyse de la sûreté démontre qu'il y a suffisamment de temps pour le diagnostic et l'intervention. Les systèmes de contrôle-commande liés à la sûreté sont conçus pour résister aux événements dans les conditions de dimensionnement et les conditions additionnelles de dimensionnement, conformément à leur classement de sûreté.

6.170. L'installation est équipée d'un nombre suffisant d'indicateurs et d'enregistreurs pour renseigner adéquatement les exploitants sur la situation en surveillant les paramètres de sûreté importants pour tous les états de l'installation.

La conception permet le contrôle de l'installation durant les incidents et les accidents pour la remettre dans des conditions de fonctionnement normal ou pour la mettre à l'arrêt dans des conditions de sûreté. Il existe une séparation physique adéquate entre les installations dangereuses et les systèmes de contrôle-commande utilisés en cas d'urgence (voir les prescriptions 47 et 48).

6.171. Des moyens adéquats sont prévus pour mesurer les paramètres de processus qui sont pertinents pour la sûreté de l'installation, à la fois :

- pour s'assurer, dans des conditions de fonctionnement, que tous les processus restent dans les limites et conditions d'exploitation et obtenir une indication en cas d'écart important ;
- pour détecter et gérer les conditions accidentelles, comme la criticité ou les effets négatifs de dangers externes tels qu'un séisme ou une inondation (incendie, rejet de matières dangereuses et perte de systèmes auxiliaires, par exemple).

Systèmes de contrôle-commande aux fins du contrôle de la criticité

6.172. Les systèmes de contrôle-commande employés pour assurer la sous-criticité sont de haute qualité et sont étalonnés par rapport aux normes connues. Les modifications des codes et des données informatiques sont soumises à un contrôle de grande qualité dans le cadre du système de gestion.

6.173. Des détecteurs de rayonnements (détecteurs de rayons gamma et/ou de neutrons), pourvus d'alarmes sonores et, au besoin, visuelles destinées à déclencher l'évacuation immédiate d'une zone touchée, couvrent toutes les zones dans lesquelles se trouvent des quantités importantes de matières fissiles, à moins que l'analyse de la sûreté ne démontre qu'aucune série de circonstances raisonnablement prévisibles ne peut provoquer un accident de criticité, ou qu'une exposition du personnel à une forte dose de rayonnements en cas de criticité n'est pas crédible.

Systèmes de contrôle-commande pour les cellules chaudes, les boîtes à gants et les hottes

6.174. Les cellules chaudes, les boîtes à gants et les hottes sont pourvues de systèmes de contrôle-commande pour satisfaire aux prescriptions en matière de confinement statique et dynamique.

Dangers chimiques

6.175. Pour les installations qui manipulent et traitent de l'UF₆ :

- Avant de chauffer un cylindre d'UF₆, sa masse est vérifiée au moyen d'un dispositif de pesage qui est classé comme important pour la sûreté. Pendant le chauffage, la température du cylindre est contrôlée par deux systèmes indépendants.
- Il existe deux barrières de confinement (ou plus) autour de l'UF₆ sous forme liquide.
- En cas de remplissage excessif d'un cylindre, l'UF₆ en excédent n'est transféré que par sublimation.

6.176. Dans les zones où il existe un danger chimique important (dû à la présence d'UF₆ ou de HF, par exemple) et qui sont faiblement occupées, des détecteurs sont installés, à moins qu'il puisse être démontré qu'un rejet chimique est hautement improbable.

6.177. Dans les installations d'enrichissement par diffusion, des détecteurs des concentrations de contaminants en ligne sont utilisés afin d'éviter des réactions chimiques incontrôlées entre l'UF₆ et des impuretés éventuelles.

Prescription 44 : Fiabilité et testabilité des systèmes de contrôle-commande

Tous les constituants importants pour la sûreté reposant sur le contrôle-commande sont conçus et disposés de manière à ce que leurs fonctions de sûreté puissent faire l'objet d'inspections et d'essais adéquats et à ce que les systèmes importants pour la sûreté puissent être maintenus.

6.178. Tous les constituants importants pour la sûreté reposant sur le contrôle-commande sont conçus et disposés de manière à ce que leurs fonctions de sûreté puissent faire l'objet d'inspections et d'essais adéquats et à ce qu'ils puissent être maintenus, s'il y a lieu, avant la mise en service et à des intervalles réguliers et appropriés par la suite, conformément à leur importance pour la sûreté. S'il n'est pas possible de prévoir une testabilité suffisante pour un composant, l'analyse de sûreté tient compte de la possibilité que cet équipement subisse des défaillances non détectées (voir aussi la prescription 26).

Prescription 45 : Conception et mise au point d'équipements informatisés dans les systèmes importants pour la sûreté

Si un système s'appuie sur des équipements informatisés, des normes et des pratiques appropriées pour le développement et l'essai du matériel et des logiciels informatiques sont élaborées et appliquées pendant toute la durée de vie utile 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 de gestion de la qualité.

6.179. La fiabilité des systèmes de matériels et de logiciels est proportionnelle à leur classement de sûreté. La fiabilité de tels systèmes est assurée comme suit :

- 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, fait l'objet d'une documentation systématique et peut être examiné ;
- c) les logiciels spécialement mis au point pour des constituants importants pour la sûreté sont testés sur une plateforme qui est aussi réaliste que possible, avant la phase active de mise en service [13] ;
- d) une protection est prévue contre une perturbation ou une interférence dans le fonctionnement du système, dont l'isolement des systèmes de données d'un niveau de sûreté inférieur.

Prescription 46 : Conception des salles et des panneaux de commande

Si des salles et/ou des panneaux de commande sont nécessaires à la sûreté, notamment aux interventions d'urgence, leur accessibilité et leur habitabilité sont assurées dans la conception pour satisfaire aux prescriptions résultant de l'évaluation de la sûreté.

6.180. Des mesures appropriées sont prises et des informations adéquates sont communiquées pour protéger les occupants des salles de commande contre des dangers tels que des niveaux de rayonnement élevés dus à des conditions accidentelles, des rejets de matières radioactives, des incendies ou des gaz explosifs ou toxiques. Des moyens de communication adéquats entre les centres de commande et les installations d'intervention d'urgence sont prévus.

SYSTÈMES D'URGENCE

Prescription 47 : Conception aux fins de la préparation et de la conduite des interventions d'urgence

La conception d'une installation du cycle du combustible nucléaire inclut des dispositions adéquates permettant d'intervenir rapidement en cas d'urgence. Ces dispositions comprennent des alarmes, des itinéraires de secours et des moyens de contrôler et compter le personnel et de communiquer avec lui.

6.181. La mise au point de caractéristiques de conception spécifiques pour faciliter la préparation et la conduite des interventions d'urgence est envisagée, suivant le danger potentiel associé à l'installation. Les prescriptions relatives à de telles caractéristiques de conception dépendent de la catégorie de préparation des interventions d'urgence de l'installation [6] et reposent sur des analyses des conditions additionnelles de dimensionnement. Des mesures acceptables visant à faciliter la préparation et la conduite des interventions d'urgence se fondent, si possible, sur des hypothèses, des méthodes et des critères d'analyse réalistes ou correspondant aux meilleures estimations.

6.182. L'installation dispose d'un espace d'entreposage adéquat pour le matériel d'urgence (p. ex. les équipements de protection individuelle), d'instruments (dont les instruments portatifs) servant au suivi des risques et d'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. Les itinéraires de secours satisfont aux prescriptions internationales pertinentes concernant la délimitation de zones de radioactivité et la protection contre l'incendie, ainsi qu'aux prescriptions nationales pertinentes relatives à la sûreté industrielle.

6.183. Des systèmes d'alarme et des moyens de communication appropriés sont prévus afin que toutes les personnes présentes dans l'installation et sur le site puissent recevoir des avertissements et des instructions, dans tous les états de l'installation. La disponibilité des moyens de communication nécessaires aux fins de la sûreté dans l'installation est assurée en permanence. Des moyens de communication avec la salle de commande ainsi qu'avec l'installation d'intervention d'urgence au moyen desquels cette dernière est coordonnée sont disponibles. Il est tenu compte de cette prescription dans la conception et la diversification des moyens de communication retenus.

Prescription 48 : Mise en place d'une installation d'intervention d'urgence

Une évaluation de la sûreté détermine le besoin d'une installation d'intervention d'urgence, sur le site ou à proximité, servant à coordonner l'intervention sur site en cas d'urgence.

6.184. Sur un grand site comptant plusieurs installations, la mise en place d'équipements d'intervention d'urgence suffisamment résilients pouvant continuer de remplir leurs fonctions dans des conditions additionnelles de dimensionnement est envisagée. Il est démontré que l'espace prévu pour l'installation d'intervention d'urgence sera occupable et accessible lors d'accidents de dimensionnement et de conditions additionnelles de dimensionnement, sinon un autre centre d'urgence est retenu. L'installation d'intervention d'urgence est séparée de tout centre de commande utilisé pour le fonctionnement normal. Des informations sur les paramètres importants de l'installation et sur la situation radiologique et chimique du site sont transmises à l'installation d'intervention d'urgence.

6.185. L'installation d'intervention d'urgence offre des moyens de communication avec les services d'intervention d'urgence sur le site et hors du site et avec des zones appropriées sur le site.

6.186. Des mesures appropriées sont prises afin de protéger les occupants de l'installation d'intervention d'urgence contre les dangers dus à des conditions accidentelles. Si nécessaire, l'installation d'intervention d'urgence comprend les systèmes et les services nécessaires pour permettre au personnel d'intervention d'urgence de l'occuper sur de longues périodes et de s'y acquitter de ses tâches.

Prescription 49 : Installation d'une alimentation électrique de secours

Les systèmes d'alimentation électrique assurant des fonctions de sûreté sont recensés dans l'évaluation de la sûreté. La conception des systèmes d'alimentation électrique garantit la disponibilité, la durabilité et la fiabilité requises et prévoit une alimentation électrique de secours, selon que de besoin.

6.187. La conception de l'installation comprend une alimentation électrique de secours pouvant fournir l'électricité nécessaire en cas d'incidents de fonctionnement prévus, d'accidents de dimensionnement et dans certaines conditions additionnelles de dimensionnement en cas de perte de réseau.

6.188. La conception comprend aussi des dispositifs permettant l'utilisation sûre d'équipements non permanents pour rétablir l'alimentation électrique nécessaire.

6.189. Pour les installations exposées à des dangers potentiellement élevés (p. ex. les installations de traitement, de manutention et d'entreposage du combustible nucléaire usé), des alimentations électriques de secours sont prévues pour les constituants importants pour la sûreté ayant été recensés. La fiabilité et la diversité de l'alimentation électrique de secours sont prises en considération dans l'analyse de la sûreté. Le rétablissement de l'électricité est organisé et des priorités sont établies de façon à assurer qu'un tel rétablissement se fasse de manière adéquate et en temps voulu après une panne de l'alimentation électrique normale.

AUTRES CONSIDÉRATIONS RELATIVES À LA CONCEPTION

Prescription 50 : Mise en place de systèmes d'air comprimé

Des systèmes d'air comprimé assurant des fonctions de sûreté sont répertoriés dans l'analyse de la sûreté et des caractéristiques de conception appropriées sont prévues.

6.190. La conception de tout système d'air comprimé associé à un constituant important pour la sûreté (p. ex. un actionneur de vanne) spécifie la qualité, la pression et le débit de l'air à fournir. La conception des systèmes d'air comprimé garantit aussi la fiabilité requise. La mise en place de réservoirs auxiliaires d'air comprimé est envisagée pour les constituants importants pour la sûreté.

6.191. Au besoin, les instruments des systèmes d'air comprimé fournissent une indication de l'état des systèmes³⁸ à un endroit visible pour tous les états de l'installation.

³⁸ C'est-à-dire qu'ils permettent de déterminer si le système d'air comprimé est activé ou désactivé.

Prescription 51 : Conception aux fins de la manipulation et de l'entreposage des matières fissiles et autres matières radioactives

La conception d'une installation du cycle du combustible nucléaire comprend des dispositions relatives à la manipulation et à l'entreposage des matières fissiles et autres matières radioactives dans des conditions de sûreté.

6.192. Les accidents liés à la manipulation et à l'entreposage de matières fissiles et autres matières radioactives sont pris en compte dans l'analyse de la sûreté et leur gravité est déterminée, selon une approche graduée.

6.193. Les systèmes de manipulation et d'entreposage de matières fissiles et autres matières radioactives sont conçus de façon à :

- a) empêcher la criticité avec une marge établie, par des moyens physiques, de préférence par le recours à des configurations géométriquement sûres, même dans des conditions de modération optimale ;
- b) autoriser l'inspection des matières fissiles et autres matières radioactives ;
- c) permettre la maintenance, l'inspection et les essais périodiques des composants importants pour la sûreté ;
- d) empêcher l'endommagement des matières fissiles et autres matières radioactives ;
- e) éviter la chute des matières fissiles et autres matières radioactives pendant le transit ;
- f) permettre l'identification de chaque colis de matières fissiles et autres matières radioactives ;
- g) garantir l'application de procédures d'exploitation adéquates et d'un système de comptabilité et de contrôle des matières fissiles et autres matières radioactives afin d'empêcher toute perte de matière ou de contrôle.

6.194. Chaque fois que possible, les déplacements de matières fissiles et autres matières radioactives (soulèvements) sont intrinsèquement sûrs, c'est-à-dire effectués à faible hauteur, en évitant les équipements sensibles. Les systèmes de manipulation sont conçus de façon à réduire la fréquence et les conséquences des accidents liés à des déplacements de matières fissiles et autres matières radioactives, conformément à l'analyse de la sûreté.

6.195. Par ailleurs, les systèmes de manipulation et d'entreposage du combustible irradié sont conçus de façon à :

- a) permettre une évacuation adéquate de la chaleur du combustible dans tous les états de l'installation ;
- b) empêcher toute contrainte inacceptable sur les éléments ou assemblages combustibles pendant la manipulation ;
- c) empêcher toute chute d'objets lourds, tels que des châteaux de transport de combustible usé ou des grues, sur le combustible, susceptibles de l'endommager ;
- d) permettre de garder en lieu sûr les éléments ou assemblages combustibles suspects ou endommagés ;
- e) contrôler les niveaux du poison soluble si ce dernier est utilisé aux fins de la sûreté-criticité ;
- f) faciliter la maintenance et le déclassement futur des installations de manipulation et d'entreposage du combustible ;
- g) faciliter la décontamination des zones de manipulation et d'entreposage du combustible ainsi que des équipements si besoin est ;
- h) faciliter l'enlèvement du combustible de l'installation d'entreposage et sa préparation en vue du transport sur le site et hors de celui-ci.

6.196. Si une piscine est utilisée pour l'entreposage de combustible usé ou d'éléments fertiles, la conception de l'installation empêche le dénoyage des assemblages dans toutes les conditions de fonctionnement, de façon à pratiquement éliminer la probabilité d'un rejet précoce ou volumineux de matières radioactives et à éviter des champs de rayonnements élevés sur le site. La conception de l'installation prévoit :

- a) les capacités de refroidissement nécessaires pour les matières auto-échauffantes ;
- b) des dispositifs visant à empêcher le dénoyage des assemblages combustibles en cas de fuite ou de rupture de tuyauterie ;
- c) un contrôle fiable du niveau de l'eau ;
- d) des moyens pour rétablir le niveau de l'eau.

6.197. La conception des piscines comprend aussi des caractéristiques permettant l'utilisation sûre d'équipements non permanents³⁹ afin de fournir de l'eau pour le refroidissement à long terme du combustible usé et une protection contre les rayonnements.

³⁹ Y compris les équipements non permanents entreposés hors du site.

6.198. Par ailleurs, la conception prévoit notamment :

- a) des moyens de surveiller et de contrôler les températures des caloporteurs pour tous les états de l'installation qui présentent un intérêt pour les matières auto-échauffantes ;
- b) des moyens de surveiller et de contrôler l'activité dans l'eau et dans l'air pour les conditions de fonctionnement, et des moyens de surveiller l'activité dans l'eau et dans l'air pour les conditions accidentelles qui présentent un intérêt pour une piscine d'entreposage du combustible usé ;
- c) des moyens de surveiller et de contrôler la chimie des caloporteurs pour les conditions de fonctionnement.

Prescription 52 : Conception aux fins du suivi et de l'analyse de la chimie du processus

La conception incorpore des dispositifs visant à déterminer, par le biais de l'analyse ou du suivi, les caractéristiques chimiques et radiochimiques de diverses matières, au besoin, à des fins de sûreté.

6.199. La conception prévoit des dispositifs pour garantir que la chimie de tous les processus est effectuée dans le cadre des limites et conditions d'exploitation. La conception garantit que les échantillons pris sont représentatifs, en accordant la préférence aux techniques qui optimisent la radioprotection, limitent au maximum la production de déchets et fournissent des résultats en temps voulu. Les équipements servant à obtenir des échantillons sont conçus selon des principes ergonomiques.

7. CONSTRUCTION

Prescription 53 : Programme de construction

Les constituants importants pour la sûreté sont construits, assemblés et installés dans le respect des processus établis qui garantissent que les spécifications de conception et l'objectif de conception sont conformes. Les incidences sur la sûreté des modifications de la conception durant la construction sont évaluées et consignées par écrit.

7.1. La construction d'une installation du cycle du combustible nucléaire commence seulement après que l'organisme exploitant a vérifié que les principaux problèmes de sûreté de la conception ont été résolus et a démontré que la conception est conforme aux prescriptions réglementaires applicables. C'est à l'organisme exploitant qu'il incombe de veiller à ce que la construction soit conforme à la conception.

7.2. Dans le cas des installations de grande taille ou complexes, l'autorisation de l'organisme de réglementation peut être accordée en plusieurs étapes. À chaque étape, il peut être nécessaire de prévoir un point d'arrêt et une approbation réglementaire pour passer à l'étape suivante. L'implication de l'organisme de réglementation pendant la construction est proportionnée aux dangers potentiels de l'installation.

7.3. Avant le commencement de la construction, l'organisme exploitant prend des dispositions adéquates avec l'entrepreneur (les entrepreneurs) retenu(s) au sujet de la responsabilité de la sûreté pendant la construction ainsi que de la détermination et de la maîtrise des impacts préjudiciables des activités de construction sur les opérations de l'installation et des opérations de l'installation sur les activités de construction.

7.4. Des dossiers sont tenus conformément au système de gestion pour démontrer que l'installation et ses équipements ont été construits conformément aux spécifications de conception. Un échantillon des dossiers d'assurance de la qualité relatifs aux activités de construction est vérifié par l'organisme exploitant, selon une approche graduée.

7.5. La construction d'installations du cycle du combustible nucléaire de grande taille ou complexes peut durer plusieurs années et ceux qui les construisent, y compris les ingénieurs et les architectes, peuvent partir travailler ailleurs et être remplacés. Les connaissances théoriques et pratiques de la construction sont maintenues pendant toute sa durée et, selon que de besoin, pendant les phases de mise en service et d'exploitation.

7.6. À l'issue de la construction de l'installation, l'organisme exploitant examine les documents de celle-ci telle que construite afin de confirmer que les objectifs de conception ont été respectés et que les fonctions de sûreté spécifiées seront

remplies⁴⁰. Les documents de l'installation telle que construite (y compris les informations importantes pour le déclassement et les dessins techniques) sont conservés jusqu'à ce que l'installation soit déclassée et que le site soit libéré aux fins d'une utilisation inconditionnelle.

7.7. L'organisme exploitant sollicite, s'il y a lieu, l'accord de l'organisme de réglementation pour passer au stade de la mise en service.

8. MISE EN SERVICE

Prescription 54 : Programme de mise en service

L'organisme exploitant veille à ce qu'un programme de mise en service de l'installation du cycle du combustible nucléaire soit établi et mis en œuvre.

8.1. Un programme adéquat de mise en service est établi en vue de tester les composants et les systèmes de l'installation du cycle du combustible nucléaire après leur construction ou modification pour démontrer qu'ils satisfont à l'objectif de conception et aux critères de performance. Avant d'être mis en œuvre, il est soumis à un examen-évaluation réglementaire.

8.2. Le programme de mise en service est adapté à tout l'éventail des conditions de l'installation prises en considération lors de la conception. Il détermine l'organisation et les responsabilités en ce qui concerne la mise en service, les étapes de celle-ci, les essais appropriés des constituants en fonction de leur importance pour la sûreté, le calendrier des essais, les procédures et les rapports concernant la mise en service, les méthodes d'examen et de vérification, la façon de traiter les non-conformités et les écarts ainsi que la documentation nécessaire.

8.3. Les prescriptions applicables au programme de mise en service figurant dans la présente section s'appliquent également au redémarrage d'installations

⁴⁰ Bien que la mise en service soit le principal moyen de s'assurer que l'installation est conforme à l'objectif de conception, un certain nombre d'États s'appuient dans une large mesure sur les preuves écrites (par exemple, l'examen des documents de l'installation telle que construite et d'autre documentation sur l'assurance de la qualité, notamment sur les rayons X ou les essais non destructifs relatifs au soudage) pour démontrer, en particulier, l'établissement du premier niveau de défense en profondeur, dans la mesure du possible.

existantes (ou de processus d'une installation) après une longue période d'arrêt, comme le comité de sûreté l'a conseillé.

Organisation et responsabilités relatives à la mise en service

8.4. L'organisme exploitant, les concepteurs et les fabricants participent à l'établissement et à l'application du programme de mise en service. Le processus de mise en service implique que les fournisseurs, les constructeurs et l'organisme exploitant coopèrent pour que ce dernier ait une bonne compréhension des caractéristiques de l'installation.

8.5. L'organisme exploitant veille à ce que les interfaces et les lignes de communication entre différents groupes (tels que ceux affectés à la conception, à la construction, à la mise en service et à l'exploitation, ainsi que les fournisseurs et les sous-traitants) soient clairement définies et convenablement contrôlées.

8.6. Les pouvoirs et les responsabilités sont clairement spécifiés et sont délégués aux personnes et aux groupes qui effectuent le travail de mise en service. L'organisme exploitant veille à ce que les activités de construction soient de qualité appropriée et que des données sur l'achèvement des activités liées à la mise en service, des données de référence détaillées, une documentation et des informations soient recueillies et conservées aux fins d'une utilisation tout au long de la durée de vie utile de l'installation. Il veille également à ce que le matériel fourni soit fabriqué conformément à un système de gestion qui prévoit l'inspection de la fabrication en bonne et due forme, de la propreté, de l'étalonnage et de la vérification de l'opérabilité.

8.7. Pendant la construction et la mise en service, l'installation est contrôlée et entretenue de façon à protéger son équipement, à assurer un soutien à la phase des essais et à continuer de se conformer au rapport de sûreté.

8.8. Pendant la construction et la mise en service, une comparaison est effectuée entre l'installation telle qu'elle a été construite et ses paramètres de conception. Un processus détaillé est mis en place afin de remédier aux problèmes de non-conformité dans la conception, la fabrication, la construction et l'exploitation. Les solutions trouvées pour corriger les divergences par rapport à la conception initiale et remédier à ces problèmes sont consignées par écrit.

8.9. À des stades appropriés de la mise en service, les activités ci-après, qui peuvent varier en fonction du type d'installation, sont exécutées, selon une approche graduée :

- a) confirmation de la performance du blindage et des systèmes de confinement, et notamment confirmation de la qualité des soudures du confinement statique, s'il y a lieu ;
- b) confirmation de l'efficacité des contrôles d'effluents ;
- c) confirmation, si possible, de la performance des mesures de contrôle de la criticité ;
- d) démonstration de la disponibilité des systèmes de détection et d'alarme en cas de criticité ;
- e) démonstration de la performance des systèmes d'arrêt d'urgence ;
- f) démonstration des systèmes de détection et d'extinction des incendies ;
- g) démonstration de la disponibilité de l'alimentation électrique de secours ;
- h) démonstration de la disponibilité d'autres systèmes auxiliaires (alimentation en air comprimé et refroidissement, par exemple).

8.10. Pendant la mise en service, les limites et conditions d'exploitation, les valeurs des paramètres importants et les variations acceptables de ces valeurs dues aux transitoires et autres perturbations mineures sont confirmées. Toute marge nécessaire pour tenir compte de la précision des mesures ou du temps de réponse des équipements est déterminée et intégrée aux fonctions de contrôle, d'alarme et d'arrêt d'urgence ainsi qu'aux limites et conditions d'exploitation, selon que de besoin.

8.11. 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 être examinés et approuvés, selon qu'il convient. L'organisme de réglementation et l'organisme exploitant restent en contact pendant tout le processus de mise en service, conformément aux procédures établies.

Essais de mise en service et étapes du processus

8.12. Les essais en vue de la mise en service sont ordonnés en groupes fonctionnels et selon une séquence logique et, dans la mesure où cela est raisonnablement possible, portent sur tous les aspects prévus de l'exploitation. Une séquence d'essais ne commence pas tant que les opérations précédentes requises n'ont pas été menées à bonne fin. Le point à partir duquel l'évaluation de la sûreté des modifications est transférée du stade de la conception à celui de l'exploitation est précisé, pour assurer un bon transfert des responsabilités.

8.13. Lorsqu'il n'est pas possible de réaliser des essais directs des fonctions de sûreté, d'autres méthodes permettant de démontrer correctement qu'elles fonctionnent sont appliquées, sous réserve qu'elles soient dûment

approuvées conformément aux prescriptions nationales. Cela est particulièrement valable pour les installations de retraitement du combustible nucléaire.

Mise en service « à froid »

8.14. La mise en service « à froid » (ou mise en service en inactif) comprend toutes les activités de mise en service et d'inspection menées avec et sans matières inactives, avant l'introduction de matières radioactives dans l'installation. Les activités exécutées lors de la mise en service « à froid » incluent au minimum⁴¹ :

- la vérification des fonctions de sûreté qui ne peuvent pas être vérifiées au stade de la construction ou de la mise en service « à chaud », ou de celles qui doivent être confirmées avant de passer à la phase de la mise en service « à chaud » ;
- la confirmation de la performance du blindage et des systèmes de confinement, et notamment la confirmation de la qualité des soudures du confinement statique et de la performance des fonctions de ventilation, s'il y a lieu ;
- la confirmation de la performance des appareils anti-siphonnage, s'il y a lieu ;
- la démonstration de la performance des systèmes d'arrêt d'urgence ;
- la formation, les entraînements et les exercices pour la préparation et la conduite des interventions d'urgence [6].

8.15. Pour les installations autorisées à manipuler des matières fissiles, les activités ci-après sont exécutées :

- démonstration de la disponibilité des systèmes de détection et d'alarme en cas de criticité ;
- formation, entraînements et exercices pour la préparation et la conduite des interventions en cas d'urgence relative à la criticité.

Mise en service « à chaud »

8.16. La mise en service « à chaud » (ou mise en service en actif) commence par l'introduction de matières radioactives. Des mesures adéquates sont mises en place pour tenir compte des modifications apportées aux dispositions relatives au

⁴¹ Les essais effectués en phase de construction peuvent aussi être inclus lors de la mise en service « à froid », conformément à la réglementation nationale. Pour certaines installations, des étapes intermédiaires entre les essais à froid et les essais à chaud peuvent être intercalées.

personnel et aux équipements, au confinement, aux contrôles de la sûreté-criticité et aux contrôles radiologiques et aux dispositifs de protection habituellement nécessaires pour la mise en service « à chaud ».

8.17. Lors de la mise en service « à chaud » (et, dans la mesure du possible, des premières années d'exploitation de l'installation), les activités ci-après sont exécutées :

- confirmation de la performance des contrôles de criticité-sûreté ;
- vérification des constituants qui ne peuvent pas être vérifiés lors de la mise en service « à froid », ou qui peuvent être vérifiés plus efficacement lors de la mise en service « à chaud » ;
- vérification que les doses externes et internes effectivement reçues par les travailleurs correspondent aux hypothèses et aux calculs réalisés lors de la conception, lorsque cela est possible ;
- vérification que les rejets effectifs⁴² correspondent aux rejets calculés et vérification de la performance des systèmes de réduction et de contrôle des rejets, lorsque cela est possible.

8.18. À la fin de la mise en service « à chaud », tous les constituants importants pour la sûreté sont mis en état de marche et leur conformité à la conception et aux critères de performance pour l'exploitation en actif est vérifiée. Toutes les hypothèses opérationnelles de l'analyse de la sûreté sont confirmées. Toute exception est justifiée dans le dossier d'autorisation des activités.

Procédures et rapports concernant la mise en service

8.19. Avant le début des essais, à chaque étape de la mise en service, des procédures sont établies, examinées et soumises à approbation. Les activités de mise en service sont exécutées conformément aux procédures 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.

8.20. Le programme de mise en service comprend des dispositions et prévoit des procédures concernant les enquêtes, examens et vérifications à mener pour 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 mis au jour au cours des essais de mise en service.

⁴² Y compris les produits de fission volatiles.

8.21. Des rapports de mise en service suffisamment détaillés précisant l'étendue, l'ordre et les résultats escomptés de ces essais sont établis conformément aux prescriptions des systèmes de gestion. Ils portent sur ce qui suit :

- a) l'objet des essais et les critères d'acceptation ;
- b) les précautions, conditions préalables et dispositions de sûreté à observer durant les essais ;
- c) les procédures d'essai ;
- d) les 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.

8.22. 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 sont conservés pendant toute la durée de vie utile de l'installation.

8.23. Le rapport de mise en service, établi une fois cette phase achevée, indique les mises à jour requises du dossier d'autorisation et les changements éventuellement apportés aux mesures de sûreté ou aux pratiques de travail à la suite de la mise en service.

8.24. En plus des prescriptions établies aux paragraphes 8.1 à 8.23, les prescriptions propres aux installations décrites ci-après sont respectées.

Installations de retraitement

8.25. Pour les installations de retraitement, les activités suivantes sont exécutées au minimum lors de la mise en service « à froid » et « à chaud » :

- la démonstration de contrôles de l'alimentation du combustible utilisé ;
- la démonstration de la surveillance et du contrôle de l'iode.

8.26. Les prescriptions relatives à la mise en service prévues aux paragraphes 8.1 à 8.23 s'appliquent intégralement et sans classification aux installations de retraitement.

Installations de traitement du plutonium et installations de fabrication de combustible au plutonium

8.27. Pour les installations manipulant du plutonium (par exemple, des installations de retraitement et des installations de fabrication de combustible au plutonium et à mélange d'oxydes), la mise en service plutonium ou « à chaud » exige d'importantes modifications au niveau du personnel et des équipements, du confinement, du contrôle de la criticité, de la formation et des dispositions relatives à la radioprotection :

- dans le cas du personnel d'exploitation, les comportements et les attitudes qui favorisent une culture de sûreté forte sont renforcés de manière à assurer la sûreté d'exploitation avec le plutonium ;
- la direction veille à ce que tant l'installation que le personnel d'exploitation soient tout à fait prêts à assurer la transition à une mise en service plutonium avant que celle-ci ait lieu.

9. EXPLOITATION

ORGANISATION

9.1. Conformément à la prescription 2 de la présente publication, la responsabilité première de la sûreté incombe à l'organisme exploitant de l'installation du cycle du combustible nucléaire. Cette responsabilité première englobe la supervision des activités de tous les autres groupes concernés, tels que les concepteurs, les fournisseurs, les fabricants et les entrepreneurs, les employeurs et les sous-traitants, ainsi que l'exploitation de l'installation par l'organisme exploitant lui-même. Ce dernier exerce cette responsabilité conformément à son système de gestion [4].

9.2. L'organisme exploitant met en place une structure de gestion appropriée pour l'installation du cycle du combustible nucléaire et fournit l'infrastructure nécessaire à la conduite des opérations dans des conditions de sûreté. L'organisme exploitant veille à ce que des ressources adéquates soient disponibles pour toutes les fonctions en rapport avec l'exploitation et l'utilisation sûres de l'installation du cycle du combustible nucléaire, par exemple pour la sûreté-criticité, la maintenance, les essais périodiques et l'inspection, la radioprotection, l'application du système de gestion, la préparation et la conduite des interventions

d'urgence et les autres services d'appui pertinents, et prend en considération la sûreté industrielle et la sûreté chimique.

9.3. L'organisme exploitant veille à ce que les structures et ressources liées à la sûreté que partagent les installations implantées sur un même site (y compris les ponts de canalisations, les tranchées et d'autres systèmes de transfert) soient prises en considération. Les limites entre les différentes installations sont définies sans ambiguïté. Les dispositions relatives à l'utilisation des ressources partagées sont clairement définies et des voies de communication efficaces entre les différentes organisations concernées sont instaurées.

9.4. Au besoin, et conformément à la réglementation nationale, une structure spécialisée et des règles particulières sont instituées pour le transport sur le site.

9.5. L'organisme exploitant veille à ce que toutes les activités entraînant une radioexposition ou pouvant en entraîner une soient planifiées, supervisées et exécutées de manière à ce que l'exposition soit limitée autant que possible. L'organisme exploitant veille à ce que des mesures appropriées soient mises en place pour assurer une protection contre les dangers radiologiques et les dangers chimiques associés résultant de modifications de l'installation.

9.6. En collaboration avec les concepteurs et les fournisseurs, l'organisme exploitant assume la responsabilité générale de la bonne exécution de tout essai ne pouvant être achevé pendant la mise en service (par exemple, mesure des doses auxquelles les travailleurs sont effectivement exposés et essais des mesures de contrôle des rejets dans l'environnement).

9.7. L'organisme exploitant établit des rapports récapitulatifs périodiques sur les questions de sûreté, conformément aux prescriptions de l'organisme de réglementation, qui sont examinés par le comité de sûreté et soumis à l'organisme de réglementation s'il y a lieu.

9.8. L'organisme exploitant veille à ce que :

- a) des installations et des services adéquats soient disponibles pour tous les états de l'installation ;
- b) la direction de l'installation dispose de pouvoirs et de moyens suffisants pour s'acquitter efficacement de ses fonctions.

Prescription 55 : Structure et fonctions de l'organisme exploitant

La structure de l'organisme exploitant et les fonctions, les rôles et les responsabilités de son personnel sont établis et documentés, selon une approche graduée.

9.9. Les responsabilités fonctionnelles, les voies hiérarchiques et les lignes de communication internes et externes pour la sûreté des opérations dans tous les états de l'installation sont clairement définies par écrit. Les fonctions et responsabilités des postes clés au sein de l'organisme exploitant sont établies. En particulier, l'organisme exploitant établit clairement les voies hiérarchiques et les dispositions à suivre pour les communications entre la haute direction de l'installation, le ou les comités de sûreté⁴³, le personnel chargé de la sûreté-criticité nucléaire, le personnel de radioprotection, les groupes responsables de la maintenance, de la modification et de l'ingénierie, et le personnel chargé de l'établissement et de l'application du système de gestion.

9.10. La documentation relative à la structure organisationnelle et aux dispositions concernant l'exercice des responsabilités est mise à la disposition du personnel et de l'organisme de réglementation. La structure de l'organisme exploitant est définie de sorte que tous les rôles importants pour une exploitation sûre sont précisés et décrits. Les modifications organisationnelles de la structure proposées et les dispositions connexes qui pourraient être importantes pour la sûreté sont évaluées à l'avance par l'organisme exploitant. Lorsque la réglementation nationale l'exige, les modifications proposées sont soumises à l'organisme de réglementation pour approbation.

9.11. L'organisme exploitant peut déléguer à d'autres organismes des travaux nécessaires pour l'exercice de ses responsabilités, conformément aux prescriptions réglementaires, mais il en conserve la responsabilité et la maîtrise générales.

9.12. L'organisme exploitant a la responsabilité de faire en sorte que les connaissances, les compétences et les attitudes nécessaires pour une solide culture de sûreté ainsi que de bonnes compétences techniques en matière de sûreté soient maintenues durablement dans l'installation du cycle du

⁴³ Dans certains États, un groupe consultatif différent (ou un autre comité de sûreté) est établi pour conseiller le gestionnaire de l'installation sur les aspects de la sûreté liés à l'exploitation quotidienne de l'installation.

combustible nucléaire⁴⁴, que les politiques de ressources humaines soient développées et que les objectifs à long terme dans ce domaine soient atteints.

Prescription 56 : Personnel d'exploitation

L'organisme exploitant veille à ce que l'installation du cycle du combustible nucléaire soit dotée de gestionnaires compétents et d'un personnel qualifié en effectifs suffisants pour l'exploitation sûre de l'installation.

9.13. L'organisme exploitant délègue à la haute direction la responsabilité directe et l'autorité de veiller à l'exploitation sûre de l'installation du cycle du combustible nucléaire. La haute direction assume la responsabilité générale de la sûreté pour tous les aspects de l'exploitation, de la maintenance, des essais périodiques, de l'inspection, de l'utilisation et de la modification de l'installation du cycle du combustible nucléaire, et des formations la concernant. L'exercice de cette responsabilité est la fonction principale de la haute direction.

9.14. La haute direction définit clairement par écrit les fonctions 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 fonctions, responsabilités et lignes de communication des autres membres du personnel participant à l'exploitation ou à l'utilisation de l'installation du cycle du combustible nucléaire (personnel d'appui technique et chercheurs, par exemple) sont aussi définies clairement par écrit.

9.15. La haute direction détermine les effectifs minimaux requis dans les diverses disciplines pour assurer la sûreté d'exploitation dans toutes les conditions de fonctionnement. Les effectifs du personnel d'exploitation requis et ses fonctions nécessitant des autorisations⁴⁵ sont définis soit dans les limites et conditions d'exploitation, soit dans le cadre de dispositions appropriées et approuvées conformément aux termes de la licence. L'organisme exploitant veille en permanence à ce qu'une personne qualifiée soit chargée de la supervision directe de l'exploitation de l'installation du cycle du combustible nucléaire et à ce que son identité soit clairement établie. La disponibilité du personnel devant exercer

⁴⁴ C'est ce qu'on appelle également la gestion des connaissances (voir également la prescription 62).

⁴⁵ Dans ce contexte, le personnel peut se voir accorder une autorisation par l'organisme exploitant ou par l'organisme de réglementation si la réglementation nationale l'exige.

des fonctions en cas d'urgence nucléaire ou radiologique est également définie (voir la prescription 21 de la publication GSR Part 7 [6]).

9.16. Un programme détaillé d'exploitation et d'utilisation de l'installation du cycle du combustible nucléaire est établi à l'avance et soumis à l'approbation de la haute direction.

9.17. La haute direction est responsable de toutes les activités associées à la sûreté, y compris de la manutention des matières fissiles, et prend des dispositions pour ces activités.

9.18. La haute direction examine périodiquement l'exploitation de l'installation du cycle du combustible nucléaire et prend des mesures correctives appropriées pour remédier à tout problème éventuellement décelé. Elle sollicite l'avis du ou des comités de sûreté ou fait appel à des conseillers spécialisés 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 de l'installation.

9.19. Tous les aspects importants pour la sûreté de l'exploitation, de la maintenance, des essais périodiques, de l'inspection, de l'utilisation et de la modification de l'installation du cycle du combustible nucléaire sont pris en charge par un personnel d'exploitation agréé ou autorisé (qui peut comprendre des membres du personnel d'organisations extérieures). Tout membre du personnel d'exploitation agréé ou autorisé est habilité à mettre fin à des processus ou des activités pour des raisons de sûreté.

9.20. L'organisme exploitant crée un groupe de maintenance chargé d'exécuter les programmes de maintenance, d'essais périodiques et d'inspection (voir la prescription 65).

Personnel de radioprotection

9.21. Le programme de radioprotection prévoit la mise en place, au sein de l'organisme exploitant, d'un groupe de radioprotection et la désignation d'un ou de plusieurs radioprotectionnistes qualifiés qui soient techniquement compétents pour les questions de radioprotection et connaissent les aspects radiologiques de la conception, de l'exploitation et des dangers de l'installation.

9.22. Le personnel de radioprotection donne des conseils au personnel d'exploitation et ses conseils et préoccupations sont pris en considération par

les responsables de l'organisme exploitant habilités à établir et à faire appliquer des procédures d'exploitation.

Personnel chargé de la sûreté-criticité nucléaire

9.23. Pour les installations du cycle du combustible nucléaire susceptible de présenter un risque de criticité accidentelle, l'organisme exploitant nomme des spécialistes de la sûreté-criticité nucléaire qualifiés qui sont au fait de la physique de la criticité nucléaire et des normes de sûreté, codes et meilleures pratiques en la matière, et qui connaissent la conception et les opérations de l'installation. Dans la mesure où cela est nécessaire, cette fonction est indépendante de la gestion des opérations.

9.24. Les spécialistes de la sûreté-criticité nucléaire apportent leur assistance dans le cadre de la formation du personnel, donnent des conseils et des avis techniques pour l'établissement des procédures d'exploitation et vérifient et valident toutes les opérations qui peuvent exiger un contrôle de criticité.

Spécialistes des déchets et des effluents

9.25. Un personnel qualifié en effectifs suffisants veille à ce que les politiques de gestion des déchets et des rejets d'effluents soient appliquées conformément aux limites autorisées et à l'objectif de réduction maximale de la production de déchets radioactifs.

Personnel d'appui technique supplémentaire

9.26. Tout personnel technique supplémentaire, par exemple celui chargé de la formation, de la sûreté industrielle et chimique et de l'établissement et de la mise en œuvre du système de gestion, suit les règles et procédures de sûreté définies par l'organisme exploitant.

GESTION DE LA SÛRETÉ D'EXPLOITATION

Prescription 57 : Limites et conditions d'exploitation

L'organisme exploitant veille à ce que l'installation du cycle du combustible nucléaire soit exploitée conformément à l'ensemble des limites et conditions d'exploitation.

9.27. L'installation est exploitée dans le cadre d'un ensemble complet de limites et conditions d'exploitation de manière à ce que des situations pouvant conduire à des incidents de fonctionnement prévus ou à des conditions accidentelles soient évitées, et à ce que les conséquences de ces événements, s'il s'en produit, soient atténuées. L'organisme exploitant définit les limites et conditions d'exploitation sur la base de l'analyse de la sûreté, en adoptant une approche graduée, afin de veiller à ce que l'installation soit exploitée conformément aux hypothèses et objectifs de la conception, ainsi qu'aux conditions de la licence. Les limites et conditions d'exploitation, y compris les limites de sûreté, les points de consigne des systèmes de sûreté et les conditions limitatives d'exploitation sûre, font l'objet d'un examen par le comité de sûreté. Les limites et conditions d'exploitation, ainsi que le dossier d'autorisation, sont soumises à l'organisme de réglementation, s'il l'exige, pour évaluation et approbation avant le démarrage de l'exploitation.

9.28. L'organisme exploitant tient des dossiers suffisants pour démontrer la conformité aux limites et conditions d'exploitation (voir la prescription 62).

Limites de sûreté

9.29. Des limites de sûreté sont maintenues de manière à assurer une protection adéquate de l'intégrité des barrières physiques contre les rayonnements et le rejet incontrôlé de matières radioactives.

Points de consigne des systèmes de sûreté

9.30. Dans le cas de chaque paramètre pour lequel une limite de sûreté est requise et dans celui d'autres paramètres importants liés à la sûreté, un système surveille le paramètre et envoie un signal (utilisable en mode automatique, si possible) pour empêcher ce paramètre de dépasser la limite de sûreté fixée. Le point de consigne des systèmes de sûreté est la configuration du seuil à partir duquel un système de sûreté se déclenche automatiquement, qui constitue la marge de sûreté minimale acceptable. Cette marge de sûreté permettra de tenir compte, entre autres, du comportement des transitoires des systèmes, du temps de réponse des équipements et de l'imprécision des appareils de mesure.

Conditions limitatives d'exploitation sûre

9.31. Les conditions limitatives d'exploitation sûre sont des conditions qui ont été définies de manière à laisser des marges acceptables entre les valeurs de fonctionnement normal et les points de consigne des systèmes de sûreté

pour les constituants importants pour la sûreté⁴⁶. Les points de consigne des conditions limitatives d'exploitation sûre sont configurés de manière à éviter le déclenchement trop fréquent des systèmes de sûreté. Les conditions limitatives d'exploitation sûre comprennent des valeurs limites pour les paramètres d'exploitation et des prescriptions concernant le niveau minimum d'équipements en état de fonctionner et des effectifs. Elles décrivent aussi les mesures que doit prendre le personnel d'exploitation pour éviter le recours aux systèmes de sûreté.

9.32. Des conditions limitatives d'exploitation sûre sont définies en ce qui concerne les autorisations de transfert de matières dangereuses (matières radioactives, fissiles ou entraînant des réactions chimiques) entre bâtiments. Avant de pouvoir avoir lieu, un tel transfert est soumis à l'acceptation des matières en question par les opérateurs dans le bâtiment de destination.

Essais périodiques et surveillance

9.33. Des prescriptions concernant la fréquence et l'étendue des essais périodiques et de la surveillance pour tous les constituants importants pour la sûreté sont définies de manière à garantir la conformité aux limites et conditions d'exploitation, aux points de consigne des systèmes de sûreté et aux conditions limitatives d'exploitation sûre.

Exploitation en dehors des limites ou conditions d'exploitation

9.34. En cas d'écart dans l'exploitation de l'installation par rapport à une ou à plusieurs limites ou conditions d'exploitation, des mesures correctives sont prises et l'organisme de réglementation est avisé.

9.35. Les mesures devant être prises par les opérateurs dans un délai donné en cas de violation d'une condition limitative d'exploitation sûre sont définies. La direction de l'installation 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 sans délai.

⁴⁶ Les conditions limitatives d'exploitation sûre peuvent s'appliquer dans des situations autres que les conditions accidentelles. Par exemple, une situation dans laquelle un technicien manipule seul des matières fissiles ne constitue pas une condition accidentelle mais pourrait être évitée sur la base des conditions limitatives d'exploitation sûre de l'installation.

Contrôles administratifs

9.36. Les contrôles administratifs concernant les procédures d'exploitation, la dotation en personnel, la formation et le perfectionnement du personnel, les procédures d'examen et d'audit, la maintenance, les modifications, les dossiers et les rapports ainsi que les mesures requises à la suite de la violation des limites et conditions d'exploitation relèvent de la responsabilité de personnes qui occupent des postes clés au sein de l'organisme exploitant. Les limites et conditions d'exploitation comprennent des prescriptions administratives relatives à la structure organisationnelle de l'organisme exploitant et aux responsabilités des personnes occupant les postes clés nécessaires pour l'exploitation sûre de l'installation.

9.37. L'organisme exploitant veille à l'application pérenne et au respect des contrôles administratifs définis dans le rapport d'évaluation de la sûreté et les limites et conditions d'exploitation.

Prescription 58 : Formation, perfectionnement et qualification du personnel

L'organisme exploitant veille à ce que toutes les activités pouvant avoir une incidence sur la sûreté soient menées par des personnes dûment qualifiées et compétentes.

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

9.39. Un personnel dûment qualifié est sélectionné et reçoit la formation théorique et pratique nécessaire pour pouvoir s'acquitter correctement de ses fonctions dans tous les états de l'installation, conformément aux procédures appropriées.

9.40. Un programme de formation et de perfectionnement adéquat est mis en place et maintenu à l'intention du personnel d'exploitation⁴⁷. Il comprend des dispositions prévoyant une confirmation périodique des compétences du personnel et des cours de remise à niveau réguliers. Ces derniers couvrent aussi

⁴⁷ La formation peut, par exemple, être élaborée sur la base des dossiers et des rapports établis à l'installation du cycle du combustible nucléaire (prescription 62).

le perfectionnement du personnel qui n'a pas exécuté les fonctions autorisées⁴⁸ depuis longtemps.

9.41. La formation promeut des comportements et des attitudes qui contribuent à une solide culture de sûreté et fait ressortir l'importance de la sûreté pour tous les aspects de l'installation, y compris ses caractéristiques de conception, l'analyse de la sûreté, les facteurs humains et organisationnels, les limites et conditions d'exploitation, les procédures d'exploitation, la radioprotection (y compris le contrôle de la contamination), la sûreté-criticité, la préparation et la conduite des interventions d'urgence, la gestion des déchets et les dangers relevant spécifiquement de la sûreté industrielle, tels que les dangers chimiques et les risques d'incendie. Le cadre de la formation sur les dangers radiologiques et non radiologiques est à la mesure du risque engendré par l'installation du cycle du combustible nucléaire.

9.42. Il incombe à la haute direction de veiller à ce que toutes les personnes désignées pour exercer des fonctions ayant des incidences sur la sûreté bénéficient de la formation et du perfectionnement nécessaires en vue d'une exploitation sûre de l'installation et à ce que la formation et le perfectionnement en question soient évalués comme il convient. Les procédures à suivre pour tous les états de l'installation font l'objet de formations adéquates.

9.43. Même quand le personnel comprend des membres qui se consacrent spécifiquement à la radioprotection, les membres du personnel d'exploitation, y compris ceux du personnel d'appui technique, reçoivent une formation appropriée à la radioprotection avant leur entrée en fonction. Des cours de perfectionnement à la radioprotection opérationnelle sont organisés périodiquement.

9.44. Des formations et entraînements spécifiques sont organisés à l'intention du personnel d'exploitation, du personnel des services internes et externes d'incendie et de tout autre personnel concerné par les interventions d'urgence. Ils sont adaptés aux fonctions d'intervention qui ont été assignées à ces différents membres du personnel en cas d'incendie ou d'explosion à l'installation (voir la prescription 25 de la publication GSR Part 7 [6]). L'étendue des programmes de formation et de perfectionnement est à la mesure des dangers liés à l'installation et à ses processus.

⁴⁸ Dans ce contexte, le personnel peut se voir accorder une autorisation par l'organisme exploitant ou par l'organisme de réglementation si la réglementation nationale l'exige.

9.45. Une attention particulière est accordée à la qualification et à la formation du personnel à la lutte contre les dangers radiologiques (p. ex. criticité et contamination) et contre certains dangers classiques comme les dangers chimiques et les risques d'incendie.

9.46. Les programmes de formation, les supports de formation, les formations elles-mêmes et leurs objectifs (y compris ceux des formations de perfectionnement) font l'objet d'examens et d'audits conformément au système de gestion établi.

9.47. En plus des prescriptions énoncées aux paragraphes 9.38 à 9.46, les prescriptions propres aux installations décrites ci-après sont respectées :

Usines de fabrication de combustible à mélange d'oxydes et usines de retraitement

9.48. Une attention particulière est accordée à la formation aux opérations réalisées dans les boîtes à gants, y compris les mesures à prendre en cas de contamination.

Installations de conversion, d'enrichissement d'uranium et de fabrication de combustible

9.49. Les opérateurs reçoivent une formation à la manutention et au traitement sûrs de grandes quantités d'UF₆ et d'autres produits chimiques dangereux. L'étendue de la formation est à la mesure des risques associés à l'exploitation. En ce qui concerne les rejets d'UF₆ et d'autres produits chimiques, l'ensemble du personnel du site reçoit une formation adéquate lui permettant de prendre les mesures appropriées en cas de rejet chimique.

Installations de recherche-développement concernant le cycle du combustible nucléaire

9.50. Les chercheurs et les opérateurs sont qualifiés et entraînés pour la manipulation des matières radioactives et la réalisation des essais et des expériences.

Prescription 59 : Conduite des activités liées à la sûreté

L'organisme exploitant veille à ce que toutes les activités liées à la sûreté soient analysées et contrôlées comme il convient pour que les risques associés aux rayonnements ionisants et aux produits chimiques toxiques associés soient maintenus à un niveau aussi bas que raisonnablement possible.

9.51. Toutes les activités d'exploitation font l'objet d'évaluations qui visent à déceler tout risque potentiel lié aux rayonnements ionisants et aux produits chimiques toxiques associés. Le niveau d'évaluation et de contrôle dépend de l'importance de l'activité pour la sûreté.

9.52. S'il est nécessaire d'effectuer une opération ou un essai inhabituel non prévu par les procédures d'exploitation existantes, un examen spécifique de la sûreté est mené et une procédure spéciale est établie et soumise à approbation, conformément aux procédures établies en ce qui concerne les modifications.

Prescription 60 : Gestion du vieillissement

L'organisme exploitant 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 soient remplies tout au long de la durée de vie utile de l'installation du cycle du combustible nucléaire.

9.53. Le programme de gestion du vieillissement détermine les conséquences du vieillissement ainsi que les activités nécessaires pour préserver l'exploitabilité et la fiabilité des constituants importants pour la sûreté. 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 sûreté⁴⁹ et à la maintenance. Une approche systématique est adoptée pour l'élaboration, l'exécution et l'amélioration continue des programmes de gestion du vieillissement.

9.54. En l'absence de précisions sur les caractéristiques des matériaux et des systèmes pouvant avoir des incidences sur la sûreté, l'organisme exploitant met en œuvre un programme approprié de surveillance. Les résultats obtenus grâce à ce programme sont utilisés pour examiner l'adéquation de la conception de l'installation à intervalles appropriés.

⁴⁹ Voir la prescription 5.

9.55. Le programme de maintenance et de remplacement du matériel est ajusté en fonction des conclusions du programme de gestion du vieillissement. La durée de vie nominale du matériel est prise en considération dans les évaluations de la sûreté réalisées aux fins de la prolongation de l'exploitation.

Prescription 61 : Contrôle opérationnel des modifications

L'organisme exploitant établit et met en œuvre un programme de contrôle des modifications de l'installation.

9.56. L'organisme exploitant assume la responsabilité générale de tous les aspects liés à la sûreté dans le cadre de la préparation et de la réalisation des modifications. De plus, il définit des procédures de contrôle pour les projets de modification. Il peut confier ou sous-traiter l'exécution de certaines tâches à d'autres organismes, mais ne délègue pas ses responsabilités. L'organisme exploitant est notamment responsable de la gestion des projets de modification proposés, auxquels la haute direction participe conformément aux procédures établies. Dans le cas de modifications de grande ampleur, cette participation consiste notamment à établir les objectifs et la structure du projet, à nommer un gestionnaire de projet, à définir les responsabilités et à allouer des ressources adéquates.

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

- a) sur les sites comportant plusieurs installations, aucune modification de l'installation du cycle du combustible nucléaire ne puisse nuire à l'exploitabilité ou à la sûreté d'installations associées ou voisines ;
- b) le système de gestion soit appliqué à tous les stades de la préparation et de l'exécution de la modification afin que les prescriptions et les critères de sûreté applicables soient tous respectés ;
- c) le dossier de sûreté pertinent (p. ex. le rapport d'évaluation de la sûreté et les limites et conditions d'exploitation) de l'installation soit appliqué par toutes les personnes qui interviennent dans la mise en œuvre d'une modification, et la protection du public et celle de l'environnement soient optimisées ;
- d) le dossier d'autorisation pertinent de chaque modification soit préparé et les prescriptions d'examen et d'approbation associées soient respectées. Ces prescriptions peuvent notamment porter sur la nécessité d'obtenir l'approbation de l'organisme de réglementation en ce qui concerne la modification ;
- e) tout le personnel appelé à participer à une modification proposée possède la formation, les qualifications et l'expérience voulues pour ce faire et, au

besoin, ait suivi au préalable une formation concernant les effets de cette modification sur les opérations de l'installation et ses caractéristiques de sûreté ;

- f) tous les documents concernés par la modification et portant sur les caractéristiques de sûreté de l'installation, tels que le rapport d'évaluation de la sûreté, les limites et conditions d'exploitation et les procédures en rapport avec l'exploitation, la maintenance et les situations d'urgence, soient rapidement mis à jour selon qu'il convient ;
- g) la mise en service se déroule de façon appropriée, les résultats soient consignés dans des dossiers et évalués, et toutes les conclusions soient incorporées aux documents adéquats, y compris les modifications de l'évaluation de la sûreté si nécessaire ;
- h) conformément aux exigences nationales, l'organisme de réglementation soit informé à l'avance des modifications et, si nécessaire, à ce que l'autorisation de procéder à une modification soit demandée et obtenue avant que des changements soient effectués ;
- i) les autres prescriptions énoncées dans la présente publication soient respectées, selon qu'il convient.

9.58. Les propositions de modification de l'installation sont classées par catégories et des critères adéquats sont définis en vue de ce classement, selon une approche graduée. Les propositions de modification sont classées par catégories soit en fonction de l'importance de la modification du point de vue de la sûreté, soit sur la base d'une déclaration permettant de déterminer si la modification proposée réduira ou non les marges de sûreté ou compromettra ou non les limites et conditions d'exploitation en vigueur ou d'autres critères d'acceptation importants (p. ex. les doses collectives ou individuelles auxquelles sont exposés les travailleurs).

9.59. Les projets de modification qui ont une grande incidence sur la sûreté 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 sections 6, 7 et 8 pour la conception, la construction et la mise en service de l'installation elle-même.

9.60. Lors de la mise en œuvre de projets de modification d'une installation du cycle du combustible nucléaire, l'exposition aux rayonnements des travailleurs est maintenue au niveau le plus bas qu'on puisse raisonnablement atteindre.

9.61. Les modifications temporaires sont limitées dans le temps et en nombre de sorte que leur importance cumulée pour la sûreté soit limitée autant que

possible. 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 permettant d'informer en temps voulu le personnel concerné de ces modifications et de leurs conséquences sur l'exploitation et la sûreté de l'installation.

Prescription 62 : Dossiers et rapports

L'organisme exploitant met en place et maintient un système de contrôle des dossiers et des rapports à l'installation du cycle du combustible nucléaire.

9.62. Aux fins de l'exploitation sûre de l'installation, l'organisme exploitant conserve toutes les informations essentielles concernant la conception, la construction, la mise en service, la configuration actuelle et l'exploitation de l'installation. Ces informations sont tenues à jour pendant toute la phase d'exploitation de l'installation et conservées à disposition lors de son déclassement. L'organisme exploitant prend des dispositions en vue de l'établissement et du contrôle des dossiers et des rapports importants pour la sûreté aux stades de l'exploitation et du déclassement, et notamment :

- a) de la collection complète des versions révisées du dossier d'autorisation ;
- b) des résultats des examens périodiques de la sûreté ;
- c) des documents relatifs à la mise en service ;
- d) des procédures et des consignes d'exploitation ;
- e) de l'historique des modifications et des données les concernant ;
- f) des données d'exploitation pour l'installation ;
- g) des données de maintenance, d'essai, de surveillance et d'inspection ;
- h) des rapports sur les événements et les incidents ;
- i) des données de radioprotection, y compris celles du contrôle radiologique du personnel ;
- j) des données sur les quantités et les mouvements de matières nucléaires et d'autres matières radioactives ;
- k) des dossiers concernant les rejets d'effluents ;
- l) des dossiers sur l'entreposage et le transport des déchets radioactifs ;
- m) des résultats du contrôle radiologique de l'environnement ;
- n) des dossiers sur les principaux travaux effectués dans chaque emplacement de l'installation.

9.63. Des procédures 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 dossiers appropriés sont dûment datées et signées.

9.64. Des dossiers sur les cas de non-conformité et les mesures prises pour remettre l'installation en conformité sont établis, conservés et mis à la disposition de l'organisme de réglementation. L'organisme exploitant veille à ce que les dossiers soient conservés pendant les durées de conservation fixées pour ces dossiers.

9.65. Le système de gestion prévoit des dispositions relatives à l'entreposage et à la tenue des dossiers et rapports. 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 de chaque document. La nécessité de conserver les documents hors du site (p. ex. à l'installation d'intervention d'urgence), afin qu'ils soient accessibles en situation d'urgence, est prise en considération.

OPÉRATIONS DE L'INSTALLATION

Prescription 63 : Procédures de conduite

Des procédures de conduite qui s'appliquent intégralement 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, sont élaborées.

9.66. Des procédures de conduite sont élaborées pour toutes les opérations liées à la sûreté qui peuvent être exécutées pendant toute la durée de vie utile de l'installation.

9.67. Le personnel d'exploitation 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 ; elles contribuent à leur respect et sont établies conformément aux procédures du système de gestion qui régissent la présentation, l'élaboration, l'examen et le contrôle de ces procédures.

9.68. Les procédures de conduite sont examinées et actualisées périodiquement en fonction des enseignements tirés dans le cadre de leur application et

conformément au système de gestion. Elles sont aisément accessibles aux emplacements où elles doivent être utilisées.

9.69. Tous les membres du personnel qui prennent part à l'exploitation et à l'utilisation de l'installation reçoivent une formation adéquate à l'application de ces procédures dans le cadre de leurs fonctions.

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

Prescription 64 : Entretien opérationnel et conditions matérielles

L'organisme exploitant élabore et met en œuvre des programmes afin de maintenir les conditions matérielles, l'entretien et la propreté à un niveau élevé dans toutes les zones de travail.

9.71. Des contrôles administratifs (voir la prescription 57) sont mis en place pour faire en sorte que les locaux opérationnels et le matériel soient entretenus, bien éclairés et accessibles et à ce que l'entreposage temporaire soit contrôlé et limité. Le matériel dégradé (en raison de fuites, de taches de corrosion, de pièces mal fixées ou d'une isolation thermique endommagée, par exemple) est répertorié, signalé et remis en état en temps voulu.

9.72. Un programme de contrôle de la dégradation matérielle des cuves et des conteneurs qui renferment des mélanges de produits chimiques corrosifs et de matières fissiles ou fortement radioactives est mis en place.

9.73. L'organisme exploitant est chargé de veiller à ce que l'identification et les étiquettes des constituants importants pour la sûreté, des salles, des tuyauteries et des instruments soient correctes, lisibles et maintenues en bon état, et qu'elles utilisent des matériaux et des encres compatibles.

MAINTENANCE, ESSAIS PÉRIODIQUES ET INSPECTION

Prescription 65 : Maintenance, essais périodiques et inspection

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

9.74. Des travaux de maintenance, des essais périodiques et une inspection sont mis en œuvre de manière que les constituants importants pour la sûreté soient aptes à fonctionner conformément à leurs objectifs de conception et aux prescriptions de sûreté, dans le respect des limites et conditions d'exploitation, et contribuent à la sûreté à long terme de l'installation. Dans ce contexte, le terme maintenance englobe à la fois les mesures préventives et les mesures correctives.

9.75. Les prescriptions relatives aux essais périodiques et à la surveillance des constituants importants pour la sûreté comprennent une spécification qui décrit clairement l'applicabilité, la fréquence des essais périodiques et de la surveillance, et les critères d'acceptabilité. La spécification de la fréquence comprend des intervalles moyens et un intervalle maximum à ne pas dépasser, de manière à prévoir une souplesse d'exploitation.

9.76. Des programmes sont établis, et fixés par écrit, sur la base du rapport d'évaluation de la sûreté aux fins de la maintenance, des essais périodiques et de l'inspection de tous les constituants importants pour la sûreté. Ils permettent de faire en sorte que le niveau de sûreté ne soit pas réduit pendant les activités de maintenance, d'essais périodiques et d'inspection.

9.77. Les programmes de maintenance, d'essais périodiques et d'inspection et leur exécution sont réexaminés à intervalles réguliers afin que les enseignements tirés de l'expérience puissent y être incorporés (voir la prescription 73). Les activités de maintenance, d'essais périodiques et d'inspection des constituants importants pour la sûreté sont toutes réalisées conformément aux procédures approuvées.

9.78. Les procédures indiquent quelles mesures prendre en cas de changement par rapport à la configuration normale de l'installation, y compris les isolements temporaires pendant la maintenance, et comprennent des procédures relatives au rétablissement de la configuration normale une fois l'activité achevée.

9.79. Les inspections exceptionnelles ou les travaux de maintenance corrective portant sur 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 également exécutées conformément à un plan et à des procédures établis à cet effet.

9.80. La fréquence des travaux de maintenance, des essais périodiques et de l'inspection de chaque constituant important pour la sûreté est ajustée en fonction de l'expérience et permet d'assurer la fiabilité voulue. L'organisme exploitant évalue les résultats de la maintenance, des essais périodiques et de l'inspection, et incorpore le retour d'information aux fins d'une amélioration continue.

9.81. L'organisme exploitant prend des mesures pour réduire le plus possible les risques associés à la maintenance pendant l'arrêt (périodes intercampagnes).

9.82. Tout cas de non-respect des présentes prescriptions est consigné, étudié et signalé en temps voulu à l'organisme de réglementation conformément aux prescriptions nationales et des mesures d'amélioration efficaces sont prises afin d'éviter que de tels cas se reproduisent.

SÛRETÉ-CRITICITÉ NUCLÉAIRE

Prescription 66 : Contrôle de la criticité en exploitation

Toutes les opérations faisant intervenir des matières fissiles sont exécutées de sorte qu'une marge de souscriticité adéquate soit conservée, dans les conditions de fonctionnement et dans les conditions définies comme étant anormales crédibles ou comprises dans la base de conception.

9.83. Le programme de sûreté-criticité garantit que les opérateurs sont informés du risque de criticité. Toutes les opérations pour lesquelles la sûreté-criticité nucléaire est à prendre en considération sont régies par des procédures approuvées. Les opérateurs sont informés des conditions qui peuvent donner lieu à une situation de criticité et sont formés à ces conditions. Les procédures décrivent tous les paramètres qu'elles ont pour objet de contrôler et les critères à remplir. Des limites de quantités et de concentrations de matières fissiles lors des transferts et à d'autres points appropriés des processus sont fixées dans le programme. Avant de changer l'emplacement d'équipements de processus, les connexions de processus ou les réflecteurs de neutrons, l'évaluation de la criticité est examinée conformément aux procédures de contrôle des modifications (voir la prescription 61).

9.84. Selon le risque de criticité résultant des accumulations de matières fissiles, y compris de déchets et de résidus, un programme de surveillance est mis au point et appliqué pour faire en sorte que les accumulations non contrôlées de matières fissiles soient détectées et qu'il y soit mis fin. Les écarts par rapport aux procédures et les changements imprévus dans les conditions des processus qui pourraient affecter la sûreté-criticité nucléaire sont signalés à la haute direction et analysés sans délai. L'organisme de réglementation est également informé. Des mesures sont prises en vue d'empêcher que ces écarts et ces changements se reproduisent.

9.85. Pour tous les types d'installations du cycle du combustible nucléaire (y compris les installations de recherche-développement) dans lesquelles il existe un risque de criticité :

- a) la probabilité d'un transfert accidentel de deux lots de matières fissiles au lieu d'un seul (« doublement des lots ») est analysée dans le cadre de la démonstration de la sûreté-criticité. La conception et les mesures de contrôle administratif sont définies de manière à éviter tout doublement des lots (voir les prescriptions 18 et 57) ;
- b) les procédures relatives au transfert ou au déplacement temporaire de matières fissiles en conditions de fonctionnement (y compris pendant la maintenance) sont définies ;
- c) les matières fissiles, y compris les déchets dont la teneur en matières fissiles n'a pas été contrôlée, ne sont pas accumulés dans des conteneurs à moins que ceux-ci n'aient été spécialement conçus et approuvés pour cet usage ;
- d) tous les transferts de matières fissiles, y compris les déchets, sont exécutés conformément aux prescriptions relatives à la sûreté-criticité de la zone expéditrice et de la zone destinataire. L'installation expéditrice certifie qu'ils satisfont à ces prescriptions et l'installation destinataire les accepte préalablement à l'expédition.

Installations de fabrication de combustible à l'uranium enrichi

9.86. En plus de celles établies aux paragraphes 9.83 à 9.85, les prescriptions suivantes sont respectées en ce qui concerne les installations de fabrication de combustible à l'uranium enrichi :

- a) Si l'installation est conçue pour produire parallèlement des pastilles de combustible d'enrichissements différents, les opérations sont gérées de manière à exclure la possibilité que des poudres, des pastilles et des barres d'enrichissements différents puissent être mélangées.
- b) Le bilan matières des processus est vérifié et contrôlé.

Usines de fabrication de combustible MOX

9.87. En plus de celles établies aux paragraphes 9.83 à 9.85, les prescriptions suivantes sont respectées en ce qui concerne les usines de fabrication de combustible MOX :

- a) Lors des opérations normales, un certain nombre de paramètres sont mesurés et contrôlés de manière à éviter un événement de criticité. Les valeurs de ces paramètres sont d'une grande intégrité et sont étalonnées par rapport à des normes connues. Les modifications des codes et des données informatiques sont soumises à un contrôle de grande qualité dans le cadre du système de gestion.
- b) Le bilan matières des processus est vérifié et contrôlé.

Installations d'enrichissement et de conversion d'uranium

9.88. En plus de celles établies aux paragraphes 9.83 à 9.85, les prescriptions suivantes sont respectées en ce qui concerne les installations d'enrichissement et de conversion :

- a) Là où il pourrait y avoir de fortes concentrations de HF dans le flux de produit d'une installation d'enrichissement, la pression est maintenue en dessous de la pression de vapeur d'acide fluorhydrique à cette température afin d'éviter la condensation de HF lors de la cristallisation (désublimation) de l' UF_6 dans un cylindre ou une cuve intermédiaire.
- b) Lors du vidage des équipements de traitement et des cylindres avant le nettoyage par voie humide (pour la maintenance ou le déclassement), le processus suivant est appliqué, voire reproduit à plusieurs reprises, afin de prévenir la criticité :
 - contrôle non destructif⁵⁰ ou visuel visant à déceler la présence d'uranium retenu en cours de procédé ;
 - recours au nettoyage par voie sèche en cas de détection d'uranium retenu en cours de procédé.
- c) Des procédures spéciales sont appliquées afin de garantir la sûreté-criticité pendant les opérations de déclassement, au moment du démantèlement d'équipements dont la sûreté est contrôlée par la géométrie.

⁵⁰ Généralement par mesure des rayons gamma ou des particules neutroniques.

Installations de retraitement du combustible

9.89. En plus de celles établies aux paragraphes 9.83 à 9.85, les prescriptions suivantes sont respectées en ce qui concerne les installations de retraitement du combustible :

- a) Le programme d'alimentation pour la réception et le retraitement du combustible usé est élaboré et évalué de manière à ce que les prescriptions de sûreté soient respectées tout au long des processus de retraitement. Des outils de calcul adéquats sont utilisés à cette fin.
- b) Les lignes de lavage et d'alimentation en produits chimiques des cuves et des boîtes qui contiennent des matières fissiles sont soumises à des contrôles techniques et administratifs adéquats, même quand ils ne sont pas utilisés.
- c) Des dispositions particulières sont prises pour réduire le risque d'accumulation de phase organique dans les cuves de solutions aqueuses contenant des matières fissiles et détecter cette accumulation le cas échéant.
- d) Les réactifs chimiques non fissiles qui sont importants pour la chimie des processus sont évalués. Si l'ajout d'un réactif chimique, soit de mauvaise composition, soit en mauvaise quantité, peut créer un risque de criticité, cet ajout est contrôlé.

PROGRAMME DE RADIOPROTECTION ET GESTION DES DÉCHETS ET EFFLUENTS RADIOACTIFS

Prescription 67 : Programme de radioprotection

L'organisme exploitant établit et met en œuvre un programme de radioprotection.

9.90. L'organisme exploitant veille à ce que le programme de radioprotection soit conforme aux prescriptions énoncées dans la publication GSR Part 3 [2]. Il 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.

9.91. Le programme de radioprotection fait en sorte que, pour toutes les conditions de fonctionnement et tous les accidents de dimensionnement, les doses résultant d'une exposition aux rayonnements ionisants et celles résultant de tout rejet de

matières radioactives provenant de l'installation soient maintenues à un niveau aussi bas que raisonnablement possible et soient inférieures aux limites autorisées.

9.92. L'organisme exploitant dispose de personnel de radioprotection indépendant en effectifs suffisants et de ressources adéquates pour fournir des orientations sur les réglementations, normes et procédures en matière de radioprotection et sur les pratiques de travail sûres, ainsi que pour veiller à leur respect.

9.93. Des contraintes de dose sont définies en ce qui concerne les expositions aux rayonnements et des niveaux de référence sont fixés pour les mesures de protection, selon qu'il convient, de manière à veiller à l'optimisation de la protection des travailleurs [2]. Dans toutes les conditions de fonctionnement, les principaux objectifs de la radioprotection sont de réduire autant que possible l'exposition aux rayonnements et de faire en sorte que les doses restent inférieures aux contraintes de dose, de sorte que l'objectif fondamental de sûreté soit respecté.

9.94. Pour les conditions accidentelles, les conséquences radiologiques sont maintenues à un niveau faible grâce à des dispositifs de sauvegarde appropriés et à la mise en œuvre des dispositions prévues dans le plan d'urgence.

Contrôle de l'exposition professionnelle

9.95. Les doses de tous les travailleurs susceptibles d'être exposés à des rayonnements dans le cadre de leur activité professionnelle sont mesurées, enregistrées et évaluées, conformément aux prescriptions de l'organisme de réglementation ou d'une autre autorité compétente. Les relevés de doses sont mis à la disposition de l'organisme de réglementation et des autres autorités compétentes désignées dans la réglementation nationale.

9.96. Le contrôle des expositions est pris en considération dans les dispositions relatives aux activités régulières. À titre d'exemple, les appareils d'échantillonnage, les méthodes de transfert d'échantillons, le stockage des échantillons et les laboratoires d'analyse sont organisés de manière à réduire autant que possible les doses auxquelles peut être exposé le personnel d'exploitation.

9.97. Des prescriptions adéquates sont instaurées concernant la durée, la distance et le blindage pour le personnel susceptible d'être exposé à d'importantes doses cumulées lors de la manipulation et de l'inspection de matières radioactives dans les zones de traitement ou d'entreposage.

9.98. Des équipements de contrôle radiologique appropriés, notamment des détecteurs fixes ou mobiles, sont fournis à l'installation afin de veiller à un contrôle radiologique adéquat dans les conditions de fonctionnement et, dans la mesure du possible, dans les conditions accidentelles. Étant donné la grande diversité des types de rayonnements et des formes physiques et chimiques des matières radioactives, le type de détecteur (fixe ou mobile) à utiliser est déterminé par un personnel de radioprotection dûment qualifié.

Contrôle de la contamination

9.99. La propagation d'une contamination radioactive est contrôlée et réduite autant qu'il est raisonnablement possible. L'accès aux zones où les niveaux de contamination peuvent donner lieu à des doses élevées aux travailleurs est restreint et le degré de contrôle exercé est à la mesure du danger [2]. Le confinement des fines poudres radioactives et des solutions aqueuses qui contiennent du thorium, du plutonium, de l'uranium enrichi ou d'autres concentrés radioactifs fait l'objet d'une attention minutieuse.

9.100. Pendant l'exploitation (y compris les interventions de maintenance), la prévention de l'exposition interne est contrôlée au moyen de mesures à la fois physiques et administratives qui limitent la nécessité de recourir à des équipements de protection individuels autant qu'il est raisonnablement possible. Une ventilation adéquate et/ou une protection respiratoire sont prévues afin de protéger le personnel et de limiter la propagation de la contamination lorsque des équipements et des conteneurs dans lesquels se trouvent des matières radioactives, tels que des cylindres d'UF₆, sont ouverts.

9.101. En particulier, quand il est probable qu'une exposition ne puisse pas être limitée par la conception, les travailleurs sont munis d'équipements individuels de protection contre les dangers auxquels ils sont susceptibles d'être confrontés.

Prescription 68 : Gestion des déchets et effluents radioactifs

L'organisme exploitant établit et met en œuvre un programme de gestion des déchets et effluents radioactifs.

9.102. L'installation est exploitée de telle manière que la production de déchets radioactifs de toutes sortes, en ce qui concerne tant leur l'activité que leur volume, est contrôlée et limitée autant que raisonnablement possible. La hiérarchie des déchets définie au paragraphe 6.17 est utilisée dans le cadre des opérations afin de faciliter la gestion des déchets radioactifs et des déchets dangereux associés.

9.103. Le programme de gestion des déchets couvre, selon qu'il convient, la collecte, la caractérisation, le classement, la transformation (prétraitement, traitement et conditionnement), le transport et l'entreposage des déchets radioactifs, le rejet d'effluents et l'évacuation des déchets. Toutes les activités qui concernent les déchets radioactifs et les déchets chimiques dangereux et effluents associés sont menées en conformité avec le système de gestion. D'autres prescriptions sur la gestion des déchets radioactifs avant stockage définitif sont définies dans la publication GSR Part 5 [14].

9.104. Les rejets d'effluents radioactifs et des effluents chimiques dangereux associés sont autorisés et effectués conformément aux réglementations relatives à la protection du public et de l'environnement. Les rejets sont contrôlés et les résultats enregistrés afin que la conformité aux prescriptions réglementaires applicables soit vérifiée. Des dossiers sur la production de déchets et d'effluents ainsi que sur la classification, la transformation, l'entreposage et le transfert des déchets sont tenus. Il est tenu un dossier approprié sur les quantités, les types et les caractéristiques des déchets radioactifs transformés et entreposés sur le site ou transférés à des installations autorisées pour être transformés, entreposés ou stockés définitivement. Ces informations sont aussi communiquées périodiquement à l'organisme de réglementation conformément à ses prescriptions.

9.105. Des procédures approuvées sont suivies pour la collecte, la caractérisation, le classement, la transformation, le transport et l'entreposage des déchets radioactifs et leur transfert vers une installation de stockage définitif autorisée. Ces activités sont menées conformément aux prescriptions de l'organisme de réglementation.

9.106. Quand la décision est prise d'entreposer des déchets radioactifs dans l'attente de solutions de stockage définitif, toutes les informations disponibles pour la caractérisation des déchets peuvent être consultées.

9.107. La rigueur et la fréquence des régimes d'échantillonnage et de contrôle des déchets et des effluents, y compris de contrôle à la source (aussi près que possible du point de production des déchets), sont établies compte tenu des incidences possibles de ces déchets et effluents sur l'environnement, conformément à une approche graduée.

9.108. Un programme adéquat de contrôle radiologique de l'environnement est établi à l'installation du cycle du combustible nucléaire aux fins du contrôle des radionucléides présents dans l'environnement (du fait de rejets programmés

ou non) et de l'évaluation des incidences sur l'environnement. Le programme de contrôle radiologique de l'environnement comprend notamment, mais pas exclusivement :

- a) l'établissement de conditions ambiantes et de données en la matière préalablement au commencement de l'exploitation ;
- b) l'établissement de niveaux d'action et de limites annuelles concernant les effluents aux fins de la protection du public et du personnel (p. ex. limites de concentration annuelles dérivées) ou de limites annuelles de rejets d'effluents, ainsi que d'un échantillonnage de l'environnement ;
- c) l'établissement de stations de contrôle radiologique de l'environnement locales et en champ proche pour le contrôle des eaux de surface, des eaux souterraines, du sol et du biote ;
- d) la tenue de dossiers concernant notamment les déversements et les rejets ainsi que les résultats des audits et des inspections.

PROGRAMMES CONCERNANT LA SÛRETÉ D'EXPLOITATION

Prescription 69 : Protection contre les incendies et les explosions

L'organisme exploitant prend des dispositions pour assurer la protection contre les incendies et les explosions.

9.109. 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 (p. ex. délimitation de zones d'incendie compartimentées par des séparations ignifuges adéquates au sein de l'installation) ; et protection suffisante contre l'incendie pour permettre le retour de l'installation à un état sûr et stable. Ces dispositions prévoient notamment, mais pas exclusivement :

- a) l'application du principe de défense en profondeur ;
- b) le contrôle des matières combustibles et des sources d'inflammation ;
- c) l'inspection, la maintenance et les essais des mesures de protection contre l'incendie ;
- d) la mise en place de moyens de lutte contre l'incendie dans l'installation ;
- e) la mise en place pour le site de moyens d'intervention d'urgence et de lutte contre l'incendie qui soient adaptés à la taille, à la complexité et à l'hétérogénéité du site ainsi qu'au potentiel de risque de l'installation ;

- f) l'attribution des responsabilités et la formation et l'entraînement du personnel ;
- g) l'évaluation des incidences des modifications sur les mesures de lutte contre l'incendie.

9.110. Les dispositions destinées à assurer la sûreté incendie sont compatibles avec celles relatives à la sûreté nucléaire et radiologique. En plus des problèmes classiques de protection contre l'incendie associés à une installation industrielle, les questions de sûreté incendie liées aux matières radioactives et aux matières chimiques associées sont évaluées (p. ex. pour la poudre de d'uranium métal et d'alliage de zirconium et afin d'éviter l'exposition de matières pyrophoriques à l'air).

9.111. 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 dans l'environnement.

9.112. L'organisme exploitant procède à des examens périodiques de la sûreté incendie. Ces examens comprennent des évaluations de la vulnérabilité des systèmes de sûreté à l'incendie, des modifications de l'application du concept de défense en profondeur, des modifications des moyens de lutte contre l'incendie, le contrôle des matières inflammables, le contrôle des sources d'inflammation, la maintenance, les essais, et la préparation du personnel. Le temps de réaction étant crucial pour les interventions en cas d'incendie ou d'explosion, l'équipe d'exploitation est formée convenablement et régulièrement à la lutte contre l'incendie, et des entraînements et exercices sont effectués de manière régulière.

9.113. Le risque d'incendie ou d'explosion, le contrôle des sources d'inflammation et des matières combustibles potentielles et les risques de réaction sont pris en considération, y compris pendant les opérations de maintenance.

9.114. Une intervention inadéquate en cas d'incendie ou d'explosion dans l'installation pourrait aggraver les conséquences de l'événement (p. ex. les dangers radiologiques, y compris la criticité, et les dangers chimiques). L'organisme exploitant met sur pied une formation spéciale à l'intention des services extérieurs d'incendie et de secours.

9.115. Les conséquences d'un incendie sur les cylindres et citernes renfermant des matières dangereuses (telles que de l'hydrogène, du propane ou de l'UF₆) sont prises en considération.

Prescription 70 : Gestion de la sûreté industrielle et chimique

L'organisme exploitant établit et met en œuvre un programme de contrôle des risques associés aux dangers industriels et chimiques pour les travailleurs et le public, et veille à ce que ces risques restent aussi faibles que raisonnablement possible.

9.116. Le programme de sûreté industrielle et chimique prévoit des dispositions concernant la planification, la mise en œuvre, le suivi et le réexamen des mesures de prévention et de protection dans ce domaine, et il est compatible avec les prescriptions de sûreté nucléaire et radiologique. Tous les membres du personnel, y compris les travailleurs, les fournisseurs, les sous-traitants et les visiteurs, reçoivent une formation appropriée leur permettant de connaître comme il convient la sûreté industrielle et chimique et son interaction avec la sûreté nucléaire et radiologique, et se conforment aux règles et pratiques établies en matière de sûreté. L'organisme exploitant fournit un appui, des orientations et une aide au personnel dans le domaine des dangers industriels et chimiques.

9.117. En particulier :

- des procédures et un contrôle approuvés sont mis en œuvre pour veiller à ce que la concentration de gaz dangereux (comme l'hydrogène et le fluor) dans l'air soit inférieure aux limites prescrites, une marge suffisante étant prévue ;
- le personnel d'exploitation et de maintenance suit régulièrement des formations adéquates aux dangers traditionnels ;
- des entraînements sont organisés régulièrement.

Prescription 71 : Programme de gestion des accidents en cours d'exploitation

L'organisme exploitant met en place un programme de gestion des accidents fondé sur les résultats de l'analyse de la sûreté.

9.118. On élabore un programme de gestion des accidents comprenant les mesures préparatoires et les lignes directrices en vue de réduire les risques d'accidents, de ramener l'installation à un état maîtrisé et de la maintenir dans un

état sûr si un accident se produit. Les dangers chimiques associés aux activités nucléaires sont pris en considération dans le programme de gestion des accidents. Ce programme définit les dispositions organisationnelles relatives à la gestion des accidents et prévoit aussi des dispositions concernant la communication et la formation nécessaire à sa mise en œuvre.

9.119. Toute instrumentation nécessaire pour surveiller l'état de l'installation et le niveau de gravité d'un accident et tout équipement à utiliser pour maîtriser un accident ou en atténuer les conséquences sont décrits dans le programme de gestion des accidents.

Prescription 72 : Préparation des interventions d'urgence

L'organisme exploitant établit des dispositions pour la préparation et l'intervention sur site en cas d'urgence nucléaire ou radiologique.

9.120. L'organisme exploitant établit et tient à jour des dispositions relatives à la préparation et à la conduite des interventions sur site dans une situation d'urgence nucléaire ou radiologique pour les installations ou les activités placées sous sa responsabilité, conformément aux prescriptions applicables [6]. Ces dispositions sont à la mesure des dangers recensés et des conséquences possibles pour l'installation du cycle du combustible nucléaire, et tiennent compte des dangers non radiologiques associés, y compris des dangers chimiques.

9.121. Des dispositions d'urgence donnent à l'organisme exploitant la capacité d'intervenir efficacement en cas d'urgence nucléaire ou radiologique à l'installation du cycle du combustible nucléaire de manière à ce qu'il puisse atténuer les conséquences des accidents qui s'y produisent éventuellement. Ces dispositions concernent notamment, mais pas exclusivement, la déclaration rapide d'une situation d'urgence ; la notification en temps utile, la mise en alerte du personnel d'intervention et le déclenchement de l'intervention d'urgence ; l'évaluation de la situation et la mise en œuvre des mesures de protection nécessaires et d'autres interventions sur site ; et la coordination des interventions et des communications avec les autorités compétentes. Les dispositions relatives à la préparation et à la conduite des interventions d'urgence sont établies sur la base de la catégorisation de l'installation du point de vue de la préparation des interventions d'urgence, conformément aux prescriptions de la publication GSR Part 7 [6].

9.122. L'organisme exploitant élabore des dispositions d'urgence conformément aux prescriptions applicables [6] et établit les plans d'urgence et la structure

organisationnelle nécessaires, en définissant l'autorité et les responsabilités liées à la gestion d'une intervention d'urgence. S'il y a lieu, l'organisme exploitant travaille en coordination avec les organismes d'intervention hors site à l'élaboration de dispositions d'urgence sur site et hors site qui soient compatibles et puissent être mises en œuvre rapidement et gérées efficacement. Les situations d'urgence qui concernent plusieurs emplacements sont prises en considération dans les dispositions.

9.123. Le plan d'urgence est soumis à l'approbation de l'organisme de réglementation s'il y a lieu et est testé au cours d'un exercice avant l'introduction de matières radioactives dans l'installation.

9.124. Le plan d'urgence couvre toutes les fonctions qu'il est prévu d'exécuter lors d'une situation d'urgence, comme le prévoit la section 5 de la publication GSR Part 7 [6], selon une approche graduée. Les procédures d'urgence sont établies sur la base des accidents analysés dans le rapport de sûreté et de ceux postulés en outre aux fins de la planification des interventions d'urgence, conformément aux prescriptions de la publication GSR Part 7 [6].

9.125. Des prescriptions particulières s'appliquent aux sites exposés à des risques de criticité et à des dangers chimiques. Les dispositions visant à déterminer quelles personnes sont les plus affectées par les accidents prévoient l'évaluation rapide des doses individuelles reçues dans toutes les situations de criticité. Des produits chimiques destinés à neutraliser les dangers chimiques associés à des matières radioactives et à atténuer les effets chimiques sont également prévus. Des formations à l'atténuation des effets chimiques et à la détection des surexpositions sont dispensées pour les installations présentant des dangers chimiques et des risques de criticité.

9.126. Les dispositions d'urgence comprennent, selon que de besoin, un plan d'urgence pour la préparation et la conduite des interventions lors de situations d'urgence nucléaire ou radiologique associées à des situations d'urgence donnant lieu à des dangers non radiologiques, par exemple un incendie associé à de fortes intensités de rayonnement ou à des niveaux élevés de contamination, ou des gaz toxiques ou asphyxiants associés à des rayonnements ou à une contamination, compte tenu des conditions propres au site. En particulier :

- a) des dispositions d'urgence sont mises en place pour les accidents de criticité, les rejets de matières dangereuses (qu'il s'agisse de matières radioactives ou de produits chimiques), les incendies et les explosions, et les pertes de fonctions (p. ex. alimentation électrique et systèmes de refroidissement) ;

- b) en cas d'incendie ou de rejet de matières dangereuses (UF₆, par exemple), les mesures prises ou l'agent utilisé pour gérer une situation d'urgence ne provoquent pas d'événement de criticité ni n'aggravent le danger chimique ;
- c) lors d'une intervention en situation d'urgence, une attention immédiate est accordée, selon qu'il convient, à :
 - la toxicité chimique de l'UF₆ et de ses produits de réaction (HF et UO₂F₂), qui prime sur la radiotoxicité de l'uranium ;
 - la progression rapide, avec un délai de grâce limité, de certains scénarios entraînant des conséquences toxicologiques ou une contamination par des matières radioactives solubles.

9.127. Le personnel d'exploitation réagit rapidement, conformément aux procédures d'urgence établies pour intervenir en situation d'urgence. Le plan d'urgence définit l'appui devant être apporté sur le site lors d'une intervention d'urgence par divers services d'urgence hors site et les moyens par lesquels cet appui est assuré, selon la nature et l'étendue de la situation d'urgence.

9.128. L'organisme exploitant répertorie les connaissances, les compétences et les aptitudes des divers membres des équipes sur site en ce qui concerne les interventions d'urgence, notamment celles des personnes qui exercent des responsabilités dans le cadre des opérations de l'installation.

9.129. Un programme de formation à la préparation et à la conduite des interventions d'urgence est établi et mis en œuvre, conformément aux prescriptions de la publication GSR Part 7 [6]. Ce programme permet de faire en sorte que le personnel de l'installation et, si nécessaire, celui d'autres organismes d'intervention possèdent les connaissances, les compétences et les aptitudes essentielles requises pour une intervention efficace dans des conditions d'urgence. Tout personnel participant à des interventions en situation d'urgence reçoit des instructions et bénéficie d'une formation et d'un perfectionnement périodiques en ce qui concerne les fonctions qu'il doit remplir dans le cadre des interventions d'urgence.

9.130. Des programmes d'exercice sont élaborés et mis en œuvre conformément aux prescriptions de la publication GSR Part 7 [6]. Les exercices sont organisés à intervalles appropriés, et toutes les personnes qui exercent des fonctions lors d'une intervention d'urgence y participent, dans la mesure du possible. Les exercices sont évalués et les enseignements tirés sont utilisés pour revoir, si nécessaire, les dispositions d'urgence en vigueur.

9.131. Le plan et les procédures d'urgence sont réexaminés périodiquement et modifiés si nécessaire afin que le retour d'expérience et d'autres changements (p. ex. les coordonnées du personnel) puissent être incorporés.

9.132. Les installations, les instruments, les outils, le matériel, la documentation et les systèmes de communication devant être utilisés lors d'une situation d'urgence sont tenus à disposition et maintenus dans des conditions qui permettent leur utilisation efficace dans toutes les conditions d'urgence postulées [6].

Prescription 73 : Retour d'information sur l'exploitation

L'organisme exploitant établit un programme permettant de tirer des enseignements d'événements survenus à l'installation, dans d'autres installations du cycle du combustible nucléaire ainsi que dans l'industrie nucléaire dans le monde.

9.133. De manière systématique, l'organisme exploitant rend compte de l'expérience d'exploitation acquise dans l'installation, la collecte, la passe au crible, l'analyse, en détermine les tendances, la consigne et la communique. 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.

9.134. 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.

9.135. S'il y a lieu, il est rendu compte à l'organisme de réglementation d'informations sur les événements importants pour la sûreté, y compris toute enquête menée sur ces événements et les mesures correctives prévues, et ces informations sont mises en commun avec le personnel de l'organisme exploitant.

9.136. Les informations sur l'expérience d'exploitation font l'objet d'un examen qui vise à 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.

9.137. L'organisme exploitant reste en liaison, selon qu'il convient, avec les organismes d'appui (fabricants, organismes de recherche et bureaux d'études) intervenant dans la conception de l'installation 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.

10. PRÉPARATION DU DÉCLASSEMENT

Prescription 74 : Plan de déclassement

L'organisme exploitant élabore un plan de déclassement et le conserve tout au long de la durée de vie utile de l'installation, à moins que l'organisme de réglementation n'en dispose autrement, pour démontrer que le déclassement peut être effectué dans des conditions de sûreté et de manière à satisfaire au stade final défini.

10.1. Pour une nouvelle installation, la planification du déclassement commence au stade de la conception. Le plan de déclassement est actualisé conformément aux changements apportés aux prescriptions réglementaires, aux modifications, aux avancées technologiques, à l'évolution de la nécessité de mener des activités de déclassement et aux changements intervenant dans les politiques nationales. Toutes les activités d'exploitation de l'installation, y compris la maintenance, les essais périodiques et l'inspection, la modification et les expériences, sont menées d'une manière qui facilitera leur déclassement final [8].

10.2. Dans la conception de certaines installations du cycle du combustible nucléaire existantes, il n'a pas été tenu compte du fait qu'elles devraient être en fin de compte déclassées. Un plan de déclassement est établi pour ces installations afin de garantir la sûreté pendant tout le processus de déclassement. Ce plan est examiné par le comité de sûreté et est soumis à l'organisme de réglementation pour examen avant que les activités de déclassement ne débutent. La documentation concernant l'installation est tenue à jour et les informations sur les données d'expérience liées à la manipulation de

constituants contaminés ou irradiés lors de la maintenance ou de la modification de l'installation sont enregistrées afin de faciliter la planification du déclasserement.

10.3. Le plan de déclasserement comporte une évaluation d'une ou de plusieurs approches en matière de déclasserement qui sont adaptées à l'installation et conformes aux prescriptions de l'organisme de réglementation.

10.4. Lors de l'établissement du plan de déclasserement, les aspects de la conception de l'installation qui facilitent le déclasserement sont examinés. Tous les aspects de l'exploitation de l'installation importants pour le déclasserement le sont également. Parmi ceux-ci figurent toute contamination dont le nettoyage a été différé jusqu'au déclasserement de l'installation et toute modification qui pourrait ne pas avoir été documentée de manière complète. Le plan de déclasserement englobe toutes les étapes qui conduiront finalement à un état de déclasserement complet où la sûreté peut être garantie grâce à une surveillance minimum ou sans qu'une surveillance soit nécessaire. Ces étapes peuvent comprendre l'entreposage et la surveillance ainsi que les utilisations conditionnelle et inconditionnelle du site.

10.5. Le plan de déclasserement comporte une évaluation de l'impact sur la sûreté des activités de déclasserement (p. ex. la décontamination, le découpage et la manipulation de gros équipements ainsi que l'enlèvement de certains systèmes) et établit des mesures pour faire face aux nouveaux dangers que peuvent entraîner ces activités.

10.6. Le plan de déclasserement tient compte de la gestion avant stockage définitif (transformation, entreposage et transport) et du stockage définitif des déchets produits pendant le déclasserement. Les procédures de manipulation, de démantèlement et de stockage définitif des équipements irradiés et des dispositifs expérimentaux à entreposer et à ensuite stocker définitivement sont établies à l'avance, ou dès que possible si les équipements considérés ont déjà été construits et que ces procédures ne sont pas en place.

10.7. Le plan de déclasserement détermine les effectifs nécessaires pendant la phase de déclasserement et prévoit la formation et la qualification du personnel impliqué dans les opérations de déclasserement.

10.8. La responsabilité de l'organisme exploitant concernant l'installation ne prend fin qu'avec l'approbation de l'organisme de réglementation.

10.9. Les répercussions sur la sûreté des activités pendant l'éventuelle période de transition entre l'arrêt de l'exploitation et le déclasserement sont évaluées et gérées de façon à éviter des risques excessifs et à assurer la sûreté de l'installation et

du site. Tout événement survenant dans l'installation au cours de cette période sera pris en considération lors de la mise à jour du plan de déclasserment. Les incidences sur la sûreté d'un arrêt prolongé avant le déclasserment ou d'une longue interruption du calendrier de déclasserment sont évaluées. Voir la publication GSR Part 6 [8].

10.10. La matière radioactive résultant du nettoyage après exploitation est récupérée et réutilisée dans la mesure où cela est raisonnablement possible. D'autres dispositions en matière de stockage définitif sont prises pour les effluents qui ont été recyclés dans le cadre du processus pendant l'exploitation.

10.11. Des mesures sont établies dans le plan de déclasserment afin d'assurer la sûreté-criticité pendant les opérations de déclasserment, notamment, le cas échéant, en assurant la sous-criticité lors du démantèlement d'équipements dont la criticité est contrôlée par la géométrie.

10.12. Lors du déclasserment, y compris du démontage des équipements ayant servi à traiter des matières fissiles (cuves et boîtes à gants, par exemple), des procédures spéciales sont appliquées afin d'assurer le maintien du contrôle de la criticité.

10.13. La sûreté-criticité est assurée pendant l'entreposage provisoire des déchets provenant du déclasserment qui sont contaminés par des matières fissiles et notamment des déchets provenant du démantèlement des boîtes à gants et de leur contenu.

11. INTERFACES ENTRE SÛRETÉ ET SÉCURITÉ

Prescription 75 : Interfaces entre la sûreté, la sécurité nucléaire et le système national de comptabilité et de contrôle des matières nucléaires

Les interfaces entre la sûreté, la sécurité et le système national de comptabilité et de contrôle des matières nucléaires sont gérées de manière appropriée tout au long de la vie utile de l'installation du cycle du combustible nucléaire. Les mesures de sûreté et de sécurité sont établies et mises en œuvre de façon coordonnée de telle sorte qu'elles ne se compromettent pas réciproquement.

11.1. Les mesures de sûreté, les mesures de sécurité nucléaire et les dispositions relatives au système national de comptabilité et de contrôle des matières nucléaires sont conçues et mises en œuvre de manière intégrée de sorte qu'elles ne se compromettent pas réciproquement. Des recommandations relatives à la sécurité nucléaire figurent dans les références [19 et 20].

11.2. L'organisme exploitant conçoit, applique et maintient les mesures techniques et administratives nécessaires pour assurer la gestion des interfaces entre la sûreté, la sécurité nucléaire et le système national de comptabilité et de contrôle des matières nucléaires. Il entretient la coordination avec les organismes nationaux qui jouent un rôle dans la comptabilité et le contrôle des matières nucléaires, la sûreté et la sécurité nucléaire. Il assure aussi la mise à disposition de personnel adéquat formé connaissant ces interfaces et met en place et applique un système de gestion qui intègre, entre autres et dans la mesure du possible, les objectifs de sûreté et de sécurité nucléaire (voir aussi la section 4 de la présente publication et la section 1 de la publication GSR Part 3 [2]).

11.3. Les prescriptions générales sur les interfaces entre la sûreté et la sécurité dans les domaines de la supervision réglementaire et du système de gestion à tous les stades de la vie utile de l'installation sont établies dans les publications GSR Part 1 (Rev.1) [3] et GSR Part 2 [4] respectivement. L'interface entre la sûreté et la sécurité est prise en considération à tous les stades de la vie utile de l'installation et pas uniquement au moment du choix du site. Ces prescriptions s'appliquent aux installations du cycle du combustible nucléaire suivant une approche graduée utilisée de manière appropriée et tenant compte de la sécurité de toutes les matières dangereuses.

11.4. Les conseils de sécurité sont pris en compte au moment du choix du site d'une installation du cycle du combustible nucléaire.

Appendice

SÉLECTION D'ÉVÉNEMENTS INITIATEURS POSTULÉS POUR LES INSTALLATIONS DU CYCLE DU COMBUSTIBLE NUCLÉAIRE

A.1. Les événements initiateurs postulés sont répertoriés de manière systématique. Bien que certains des événements énumérés ci-après ne soient généralement pas considérés comme des événements initiateurs, la combinaison de plusieurs d'entre eux peut entraîner un accident. À titre d'exemple, on envisage le cas de la perte d'un service normal suivie de la perte du service de secours afin d'être certain que les conséquences en seraient acceptables⁵¹.

- a) Perte de fonctions :
 - Perte de l'alimentation électrique normale
 - Perte d'air comprimé
 - Perte d'atmosphère inerte
 - Perte de fluide de refroidissement
 - Perte de source froide ultime
- b) Perte de contrôle de la criticité :
 - Perte de carburant pendant la manipulation
 - Perte de géométrie
 - Inondations
 - Perte de poison neutronique
 - Réflexion ou modération excessive
 - Changement de phase imprévu
 - Rupture ou affaissement de composants structurels
 - Erreur de maintenance
 - Erreur du système de contrôle
 - Dépassement du nombre de lots (doublement des lots)
- c) Erreurs de transformation :
 - Configuration incorrecte de l'installation
 - Insuffisance de réactif ou de fluide de refroidissement (en raison d'une incorporation trop lente ou trop tardive)
 - Excès de réactif ou de fluide de refroidissement, ou incorporation trop rapide ou trop précoce de réactif ou de fluide de refroidissement
 - Débit de gaz ou pression incorrecte, rupture de cuves ou de tuyauteries sous pression

⁵¹ Par exemple, une chute de tension peut provoquer la défaillance de certains dispositifs à différents moments.

- Température incorrecte ou extrême
- Changement de phase imprévu entraînant une criticité ou une perte de confinement
- Fonction de sûreté non assurée ou assurée trop tardivement
- d) Défaillance de l'installation et des équipements :
 - Perte de confinement ou fuite
 - Isolation inadéquate des fluides traités
 - Blocage ou contournement d'un filtre ou d'une colonne
 - Fonctionnement intempestif d'un constituant important pour la sûreté
 - Défaillance structurelle
- e) Erreurs de manutention :
 - Chute de charges dangereuses
 - Chute de charges lourdes sur un constituant important pour la sûreté
 - Échec d'une demande de verrouillage de sûreté
 - Freins inadéquats ou protection insuffisante contre des survitesses ou des surcharges
 - Obstruction d'une voie entraînant une collision
 - Défaillance du matériel de levage (p. ex. crochet, faisceau, câble)
 - Charge restant fixée au sol lors du levage
- f) Autres événements internes :
 - Incendies ou explosions internes
 - Inondation interne
 - Dysfonctionnement d'une expérience
 - Incident de criticité
 - Collisions avec le bâtiment de l'installation
 - Jets de fluides, fouettement de tuyauteries ou missiles internes
 - Réactions chimiques exothermiques
 - Ignition d'hydrogène accumulé
 - Défaillance causée par la corrosion
 - Diminution de l'absorption neutronique
- 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, l'obstruction d'un cours d'eau et les 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 externes

- Chutes d'aéronefs
 - Incendies externes
 - Déversements de produits toxiques à l'extérieur de l'installation
 - Accidents sur les voies d'acheminement
 - 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
 - Sautes de puissance ou surtension sur l'alimentation externe
- h) Erreurs humaines :
- Spécification incorrecte des matières entrantes et en cours de transfert
 - Omission ou erreur de l'opérateur
 - Omission ou erreur de maintenance

A.2. Certains de ces événements postulés peuvent être liés à des incidents de sécurité. Les conséquences de ces événements doivent être évaluées, mais certaines parties de l'analyse de la sûreté peuvent devoir rester confidentielles du fait que les incidents de sécurité y sont décrits.

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] 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).
- [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] AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE, Direction et gestion pour la sûreté, collection Normes de sûreté l'AIEA n° GSR Part 2, AIEA, Vienne (2016).
- [5] AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE, Évaluation des sites d'installations nucléaires, collection Normes de sûreté de l'AIEA n° NS-R-3 (Rev.1), AIEA, Vienne (2016).
- [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 INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE, Glossaire de sûreté de l'AIEA : Terminologie employée en sûreté nucléaire et radioprotection, Édition 2007, AIEA, Vienne (2007).

- [8] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Decommissioning of Facilities, IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 6, IAEA, Vienna (2014) (version française en préparation).
- [9] AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE, Règlement de transport des matières radioactives, édition de 2012, collection Normes de sûreté de l'AIEA n° SSR-6, AIEA, Vienne (2013).
- [10] AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE, Stockage définitif des déchets radioactifs, collection Normes de sûreté de l'AIEA n° SSR-5, AIEA, Vienne (2011).
- [11] INTERNATIONAL NUCLEAR SAFETY GROUP, The Interface Between Safety and Security at Nuclear Power Plants, INSAG-24, IAEA, Vienna (2010).
- [12] INTERNATIONAL NUCLEAR SAFETY ADVISORY GROUP, Key Practical Issues in Strengthening Safety Culture, INSAG-15, IAEA, Vienna (2002).
- [13] AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE, Évaluation de la sûreté des installations et activités, collection Normes de sûreté de l'AIEA n° GSR Part 4 (Rev.1), Vienne (2017).
- [14] AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE, Gestion des déchets radioactifs avant stockage définitif, collection Normes de sûreté n° GSR Part 5, AIEA, Vienne (2009).
- [15] GROUPE CONSULTATIF INTERNATIONAL POUR LA SÛRETÉ NUCLÉAIRE, La défense en profondeur en sûreté nucléaire, INSAG-10, AIEA, Vienne (1997).
- [16] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Criticality Safety in the Handling of Fissile Material, IAEA Safety Standards Series No. SSG-27, IAEA, Vienna (2014).
- [17] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, UNITED NATIONS ENVIRONMENT PROGRAMME, UNITED NATIONS INDUSTRIAL DEVELOPMENT ORGANIZATION, WORLD HEALTH ORGANIZATION, Manual for the Classification and Prioritization of Risks due to Major Accidents in Process and Related Industries, IAEA-TECDOC-727 (Rev. 1), IAEA, Vienna (1996).
- [18] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, UNITED NATIONS ENVIRONMENT PROGRAMME, UNITED NATIONS INDUSTRIAL DEVELOPMENT ORGANIZATION, WORLD HEALTH ORGANIZATION, Guidelines for Integrated Risk Assessment and Management in Large Industrial Areas, IAEA-TECDOC-994, IAEA, Vienna (1998).
- [19] AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE, Recommandations de sécurité nucléaire sur la protection physique des matières nucléaires et des installations nucléaires (INFCIRC/225/Rev.5), collection Sécurité nucléaire de l'AIEA n° 13, AIEA, Vienne (2011).
- [20] AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE, Recommandations de sécurité nucléaire relatives aux matières radioactives et aux installations associées, collection Sécurité nucléaire de l'AIEA n° 14, AIEA, Vienne (2011).

Annexe

CRITÈRES DE RISQUE POUR LES INSTALLATIONS DU CYCLE DU COMBUSTIBLE NUCLÉAIRE

A-1. Dans les normes de sûreté de l'AIEA, qui couvrent la conception, la construction et l'exploitation d'un large éventail d'installations dans lesquelles des matières nucléaires sont stockées, traitées et utilisées, il est reconnu que toutes les installations ne présentent pas le même niveau de risque. La nature et la diversité des processus associés aux installations du cycle du combustible nucléaire sont à l'origine de toutes sortes de situations dangereuses et d'accidents possibles qui doivent être analysés pour pouvoir éliminer ou réduire tout risque inacceptable. Pour ce faire, on peut concevoir une nouvelle installation, modifier une installation existante ou atténuer les risques grâce à des dispositions relatives aux procédures. Les informations sur les risques serviront également à la planification des situations d'urgence.

A-2. Pour les raisons mentionnées ci-dessus, il faut effectuer une analyse des risques au cas par cas pour chaque installation du cycle du combustible nucléaire et la mettre régulièrement à jour.

A-3. L'analyse de la sûreté de l'installation apportera les informations nécessaires pour l'analyse des risques. Il est important d'utiliser toutes les données scientifiques et techniques disponibles pour écarter les incertitudes. Afin d'évaluer les conséquences des accidents sur les personnes et l'environnement, il est nécessaire d'analyser les risques d'une perte du contrôle de la sûreté sur l'ensemble ou une partie de l'installation.

A-4. Les critères d'acceptation en matière de risque tiendront compte des prescriptions législatives et réglementaires et de l'optimisation de la protection par l'organisme exploitant et les concepteurs. Ces critères peuvent se présenter de différentes façons, notamment sous la forme de limites qualitatives ou quantitatives concernant les conséquences des accidents, la fréquence des scénarios d'accident entraînant des conséquences particulières, et le risque total que présente l'installation ou le site. Ces limites peuvent être exprimées comme des critères qualitatifs ou être représentées sous la forme de diagrammes d'acceptabilité, comme dans la figure A-1, où la zone représentant le risque tolérable apparaît en vert.

A-5. Des diagrammes similaires peuvent être utilisés concernant le public, les travailleurs et l'environnement et pour différents types d'événements ou de dangers.

A-6. Le concepteur ou l'organisme exploitant peut utiliser des diagrammes similaires pour fixer des objectifs concernant le fonctionnement des systèmes, structures et composants et la performance du personnel. Ces objectifs peuvent permettre de démontrer la façon dont divers éléments contribuent au risque global.

A-7. Pour les installations du cycle du combustible nucléaire dont les niveaux de danger ou de risque sont les plus bas, certains systèmes, structures et composants peuvent être conçus ou modifiés à l'aide de procédures d'évaluation simplifiées mais prudentes. Conformément aux pratiques nationales, les procédures appliquées à certaines installations non nucléaires (parfois appelées « installations essentielles » ou « installations dangereuses ») peuvent être utilisées. Les dispositions relatives aux procédures comprendront des contrôles rigoureux de manière à faire en sorte que le niveau de danger ou de risque de l'installation reste faible. Pour ces installations, il peut ne pas être nécessaire d'étendre ou de modifier la conception pour des conditions ayant des conséquences hors du site.

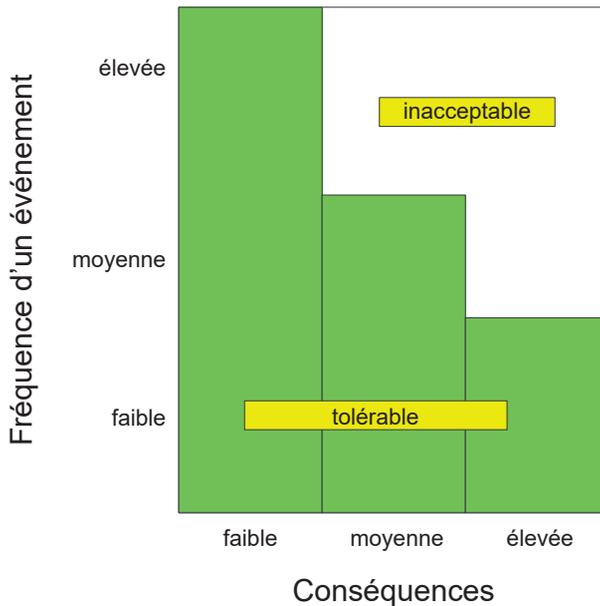


FIG. A-1. Diagramme d'acceptabilité

A-8. Pour les installations du cycle du combustible nucléaire dont les niveaux de danger ou de risque sont plus élevés, certains systèmes, structures et composants seront conçus ou modifiés à l'aide de procédures d'évaluation plus prudentes afin de ramener les risques à des niveaux acceptables. Pour les événements improbables ayant des conséquences hors du site, des méthodes de type « meilleure estimation » peuvent être utilisées pour étendre les dispositions en vue d'assurer la défense en profondeur.

A-9. La rigueur avec laquelle les mesures et les conditions doivent être appliquées pour contrôler ces risques doit être proportionnelle, dans la mesure du possible, à leur probabilité et aux conséquences qu'elles peuvent avoir. Pour les installations du cycle du combustible nucléaire présentant les niveaux de risque les plus élevés, un système de classification aux fins de la sûreté applicable aux centrales nucléaires peut être utilisé⁵².

⁵² INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety Classification of Structures, Systems and Components in Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. SSG-30, IAEA, Vienna (2014).

DÉFINITIONS

Les définitions suivantes diffèrent de celles figurant dans le Glossaire de sûreté de l'AIEA :

Terminologie employée en sûreté nucléaire et radioprotection (Édition 2007), AIEA, Vienne (2007) :

https://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/IAEASafetyGlossary2007/Glossary/SafetyGlossary_2007f.pdf

La version révisée de 2016 du glossaire de sûreté de l'AIEA (en anglais) est disponible à l'adresse suivante : <http://www-ns.iaea.org/standards/safety-glossary.asp>

Le symbole ⓘ signale 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.

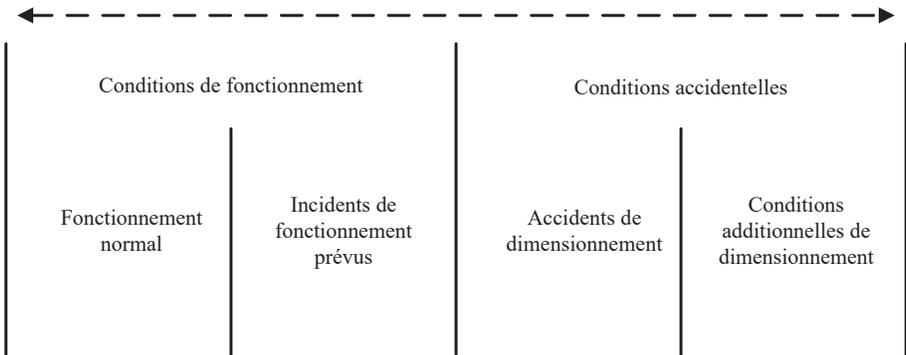
Conditions additionnelles de dimensionnement. Conditions accidentelles postulées non considérées comme des accidents de dimensionnement mais prises en compte dans le processus de conception de l'installation conformément aux méthodes de type « meilleure estimation » et dans lesquelles les rejets de matières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

Effet falaise. Exemple de comportement extrêmement anormal causé par une transition brusque d'un état de la centrale à un autre suite à un léger écart d'un paramètre ou de la valeur d'un élément.

① Dans une installation du cycle du combustible nucléaire, un effet falaise est un cas de comportement très anormal de l'installation causé par un brusque changement de son état à la suite d'un petit écart dans un de ses paramètres, et par conséquent une importante variation soudaine de ses conditions en réponse à la variation minimale d'un élément.

État maîtrisé. État de l'installation 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 (pris en considération dans la conception).



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

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

Carr, V.	Agence internationale de l'énergie atomique
Faraz, Y.	Commission de la réglementation nucléaire des États-Unis (États-Unis d'Amérique)
Gater, R.	Agence internationale de l'énergie atomique
Glazbrook, D.	Agence internationale de l'énergie atomique
Khotylev, V.	Commission canadienne de sûreté nucléaire (Canada)
Lecinana, A.	CONUAR (Argentine)
Nepeypivo, M.	Centre scientifique et d'ingénierie pour la sûreté nucléaire et radiologique (Fédération de Russie)
Nocture, P.	AREVA (France)
Shokr, A. M.	Agence internationale de l'énergie atomique
Takanashi, M.	Autorité japonaise de réglementation nucléaire (Japon)
Ueda, Y.	Autorité japonaise de réglementation nucléaire (Japon)
Westermeier, E.	Office fédéral de radioprotection (Allemagne)



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 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

AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE
VIENNE
ISBN 978-92-0-205318-2
ISSN 1020-5829