

La présente publication a été remplacée par la publication suivante : SSG-70.

COLLECTION NORMES DE SÛRETÉ DE L'AIEA

Limites et
conditions d'exploitation
et procédures de conduite
des centrales nucléaires

GUIDE DE SÛRETÉ

N° NS-G-2.2



IAEA

Agence internationale de l'énergie atomique

PUBLICATIONS DE L'AIEA CONCERNANT LA SÛRETÉ

NORMES DE SÛRETÉ

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

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

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

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

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

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

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

AUTRES PUBLICATIONS CONCERNANT LA SÛRETÉ

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

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

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

La présente publication a été remplacée par la publication suivante : SSG-70.

LIMITES ET
CONDITIONS D'EXPLOITATION
ET PROCÉDURES DE CONDUITE
DES CENTRALES NUCLÉAIRES

La présente publication a été remplacée par la publication suivante : SSG-70.

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

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

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

La présente publication a été remplacée par la publication suivante : SSG-70.

COLLECTION
NORMES DE SÛRETÉ DE L'AIEA N° NS-G-2.2

LIMITES ET
CONDITIONS D'EXPLOITATION
ET PROCÉDURES DE CONDUITE
DES CENTRALES NUCLÉAIRES
GUIDE DE SÛRETÉ

AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE
VIENNE, 2005

La présente publication a été remplacée par la publication suivante : SSG-70.

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

DROIT D'AUTEUR

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

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

© AIEA, 2005

Imprimé par l'AIEA en Autriche
Juillet 2005
STI/PUB/1100

LIMITES ET CONDITIONS D'EXPLOITATION
ET PROCÉDURES DE CONDUITE
DES CENTRALES NUCLÉAIRES
AIEA, VIENNE, 2005
STI/PUB/1100
ISBN 92-0-207205-1
ISSN 1020-5829

AVANT-PROPOS

par Mohamed ElBaradei
Directeur général

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

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

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

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

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

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

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

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

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

NOTE DE L'ÉDITEUR

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

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

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

TABLE DES MATIÈRES

1.	INTRODUCTION	1
	Généralités (1.1–1.3)	1
	Objectif (1.4).....	1
	Champ d’application (1.5).....	1
	Structure (1.6).....	2
2.	OBJECTIF DE SÛRETÉ (2.1)	2
3.	LE CONCEPT DE LIMITES ET CONDITIONS D’EXPLOITATION ET LEUR ÉLABORATION	3
	Le concept de limites et conditions d’exploitation (3.1–3.7)	3
	Élaboration des limites et conditions d’exploitation (3.8–3.16)	4
4.	LIMITES DE SÛRETÉ (4.1–4.5)	6
5.	VALEURS DE RÉGLAGE DES SEUILS DE PROTECTION (5.1–5.4).....	7
6.	LIMITES ET CONDITIONS D’EXPLOITATION NORMALE (6.1–6.9).....	9
7.	EXIGENCES RELATIVES À LA SURVEILLANCE (7.1–7.5) ..	11
8.	PROCÉDURES DE CONDUITE	12
	Généralités (8.1–8.7)	12
	Aspects particuliers des procédures d’urgence (8.8–8.18)	14
	Procédures de conduite lors de la mise en service (8.19–8.20)	17
9.	ÉLABORATION DES PROCÉDURES DE CONDUITE (9.1–9.7).....	17
10.	CONFORMITÉ AUX LIMITES ET CONDITIONS D’EXPLOITATION ET AUX PROCÉDURES DE CONDUITE (10.1–10.7).....	19

La présente publication a été remplacée par la publication suivante : SSG-70.

APPENDICE I : SÉLECTION DES LIMITES ET CONDITIONS D'EXPLOITATION NORMALE.	22
APPENDICE II : ÉLABORATION DES PROCÉDURES DE CONDUITE (GRANDES LIGNES)	33
RÉFÉRENCES	37
ANNEXE : EXEMPLE SERVANT À EXPLIQUER CERTAINS DES TERMES UTILISÉS	39
GLOSSAIRE	43
PERSONNES AYANT COLLABORÉ À LA RÉDACTION ET À L'EXAMEN	45
ORGANES CONSULTATIFS D'APPROBATION DES NORMES DE SÛRETÉ	47

1. INTRODUCTION

GÉNÉRALITÉS

1.1. Le présent guide de sûreté a été établi dans le cadre du programme d'élaboration des normes de sûreté de l'Agence pour les centrales nucléaires. Il remplace le guide de sûreté sur le même thème qui a été publié en 1979 dans la collection Sécurité sous le numéro 50-SG-O3.

1.2. Pour qu'une centrale nucléaire soit exploitée de manière sûre, les limitations imposées aux paramètres de fonctionnement et les exigences relatives aux équipements et au personnel doivent refléter les dispositions prises dans la conception finale et les modifications ultérieures. Sous la responsabilité de l'organisme exploitant, elles doivent être définies au cours de l'évaluation de la sûreté de la conception sous forme d'un ensemble de limites et conditions d'exploitation (LCE). L'élaboration et l'utilisation de procédures de conduite (PC), cohérentes avec les LCE et les appliquant intégralement, apportent une contribution majeure à la conformité à ces LCE.

1.3. Les exigences relatives aux LCE et aux PC sont établies au chapitre 5 de la publication de la catégorie Prescriptions de sûreté de l'AIEA intitulée « Sûreté des centrales nucléaires : Exploitation » [1], que le présent guide complète.

OBJECTIF

1.4. L'objectif du présent guide est de présenter des recommandations sur l'élaboration, le contenu et la mise en œuvre des LCE et des PC. Le guide s'adresse aux responsables de la réglementation ainsi qu'aux propriétaires/exploitants.

CHAMP D'APPLICATION

1.5. Le guide couvre le concept des LCE, leur contenu tel qu'il s'applique aux centrales fixes terrestres équipées de réacteurs à neutrons thermiques et les responsabilités de l'organisme exploitant en ce qui concerne l'établissement, la modification, la conformité et la documentation des LCE. Les PC aidant à mettre en œuvre les LCE et à garantir leur respect font également partie du

cadre du guide. Les aspects particuliers des procédures de maintenance, surveillance, inspection en service et autres activités liées à la sûreté en rapport avec l'exploitation sûre des centrales nucléaires sortent du cadre du présent guide, mais sont traités dans d'autres guides de sûreté de l'AIEA (voir, par exemple, les réf. [2] et [3]).

STRUCTURE

1.6. Le chapitre 2 présente la relation entre l'objectif fondamental de sûreté et les LCE. Le concept de LCE et leur élaboration sont présentés au chapitre 3. Les chapitres 4 à 7 décrivent de manière assez détaillée les caractéristiques des types de LCE, limites de sûreté, valeurs de réglage des seuils de protection, limites et conditions d'exploitation normale et exigences relatives à la surveillance. Les chapitres 8 et 9 traitent la question des PC, y compris leur élaboration. Le chapitre 10 donne des recommandations sur la façon de garantir la conformité aux LCE et aux procédures incluant la nécessité de conserver des dossiers relatifs à cette conformité. L'appendice I présente un exemple de liste d'éléments pour lesquels sont généralement établies les conditions limites et l'appendice II donne les grandes lignes de l'élaboration des PC. Dans l'annexe un exemple explique certains des termes utilisés dans le guide. Un glossaire est inclus à la fin.

2. OBJECTIF DE SÛRETÉ

2.1. Pour atteindre l'objectif de sûreté technique fondamental visant à éviter l'apparition de conditions qui pourraient conduire à des situations accidentelles et à limiter les conséquences de ces situations accidentelles au cas où elles se produiraient, « l'exploitation de l'installation doit être contrôlée en conformité avec un ensemble de limites et conditions d'exploitation qui découlent de l'analyse de sûreté et qui délimitent le domaine dans lequel l'exploitation est sûre. Ces limites et conditions doivent être révisées suivant les besoins en fonction des résultats des essais de mise en service et de l'expérience d'exploitation. Des exigences minimales doivent être fixées en ce qui concerne la disponibilité de personnel et de matériel. [...] La conduite doit être confiée à des agents habilités et convenablement formés et menée conformément à des procédures détaillées, validées et approuvées ... » (réf. [4], paragraphe 510).

3. LE CONCEPT DE LIMITES ET CONDITIONS D'EXPLOITATION ET LEUR ÉLABORATION

LE CONCEPT DE LIMITES ET CONDITIONS D'EXPLOITATION

3.1. Les prescriptions de sûreté de l'AIEA relatives à l'exploitation [1] précisent que des LCE devront être élaborées pour garantir que les centrales sont exploitées conformément aux hypothèses et aux objectifs de la conception. Afin de satisfaire à cette prescription, le rapport de sûreté de la centrale devrait être préparé de manière à identifier clairement les LCE qui doivent être respectées pour éviter l'apparition de conditions pouvant conduire à des situations accidentelles ou pour limiter les conséquences des accidents s'ils se produisent.

3.2. Les LCE doivent contenir des prescriptions pour les divers états de fonctionnement, y compris l'arrêt [1]. Ces états de fonctionnement devraient inclure le démarrage, la production d'énergie, l'arrêt, la maintenance, les essais et le renouvellement du combustible. Les LCE devraient également définir les prescriptions d'exploitation garantissant que les systèmes de sûreté, y compris les systèmes de sauvegarde, rempliront les fonctions nécessaires dans tous les états de fonctionnement et également lors d'accidents de dimensionnement.

3.3. Les aspects techniques des LCE couvrent les limitations à observer ainsi que les prescriptions d'exploitation relatives à la capacité des structures, systèmes et composants importants pour la sûreté de la centrale nucléaire de remplir leurs fonctions prévues comme assumé dans le rapport de sûreté de la centrale. La sûreté en exploitation dépend autant du personnel que des équipements ; les LCE devraient donc couvrir les actions que le personnel d'exploitation doit mettre en œuvre et les restrictions qu'il doit observer.

3.4. En ce qui concerne le personnel d'exploitation, les LCE incluent les exigences principales relatives à la surveillance et aux actions complémentaires ou correctives qui sont nécessaires pour compléter le fonctionnement des équipements participant au maintien des LCE établies. Certaines LCE peuvent concerner des combinaisons de fonctions automatiques et d'actions menées par le personnel.

3.5. Les LCE de la centrale nucléaire devraient inclure les éléments suivants :

- a) Limites de sûreté,
- b) Valeurs de réglage des seuils de protection,
- c) Limites et conditions d'exploitation normale,
- d) Prescriptions relatives à la surveillance,
- e) Instructions d'intervention en cas d'écarts par rapport aux LCE.

En outre, les LCE peuvent inclure des objectifs pour la totalité ou une partie des LCE les plus importantes afin de justifier leur application ainsi que les éléments sur lesquels elles sont basées. Ces éléments devraient être inclus dans la documentation des LCE afin de sensibiliser encore plus le personnel de la centrale à l'importance de leur application et de leur respect.

3.6. Il devrait être clair que les LCE constituent un système logique où les éléments énumérés au paragraphe 3.5 sont étroitement interdépendants et où les limites de sûreté représentent les limites ultimes des conditions de fonctionnement sûr. Un exemple expliquant cette interdépendance est donné dans l'annexe. Les LCE doivent être facilement accessibles au personnel de la salle de commande. Pour ce faire, elles devraient être rassemblées dans un document unique destiné à la salle de commande. Les opérateurs de la salle de commande devraient posséder une connaissance approfondie des LCE et de leur base technique.

3.7. S'il se produit une situation où, pour une raison quelconque, le personnel d'exploitation ne comprend pas l'état de fonctionnement ou ne peut pas établir avec précision si la centrale fonctionne dans les limites d'exploitation ou si elle se comporte de manière imprévue, des mesures devraient être prises sans délai pour ramener la centrale à un état plus sûr.

ÉLABORATION DES LIMITES ET CONDITIONS D'EXPLOITATION

3.8. Les LCE devront être basées sur l'analyse de la sûreté de la centrale elle-même et de son environnement conformément aux dispositions prévues dans la conception [1]. Les LCE devraient être déterminées en tenant compte des incertitudes du processus d'analyse de la sûreté. Le rapport de sûreté et les LCE devraient être révisés et amendés lorsque cela est nécessaire en se basant sur les résultats des essais de mise en service. La justification de chacune des LCE devrait être étayée par une description écrite des raisons de son adoption

accompagnée de toutes les informations correspondantes. Ces justifications devraient être facilement disponibles lorsque cela est nécessaire.

3.9. Les LCE initiales devraient normalement être élaborées en collaboration avec les concepteurs bien avant le commencement de l'exploitation pour garantir qu'il restera suffisamment de temps à l'organisme de réglementation pour les évaluer et les approuver.

3.10. Chaque LCE devrait être associée à des exigences de surveillance qui aident le personnel d'exploitation à en garantir le respect.

3.11. Il est également primordial que les LCE aient un sens pour le personnel d'exploitation responsable et soient définies par des valeurs de paramètres mesurables ou directement identifiables. Lorsqu'il n'est pas possible d'utiliser des valeurs directement identifiables, la relation entre un paramètre limite et la puissance du réacteur ou autre paramètre mesurable devrait être indiquée par des tables, diagrammes ou techniques de calcul selon le cas. La limite ou la condition devrait être formulée de telle manière que l'on puisse déterminer clairement, dans n'importe quelle situation, s'il y a eu violation ou pas.

3.12. Une présentation claire et l'absence d'ambiguïté contribuent fortement à la fiabilité d'utilisation des LCE et, de ce fait, il faudrait demander conseil en ce qui concerne les facteurs humains au tout début de l'élaboration de la documentation dans laquelle les LCE seront présentées au personnel d'exploitation. Le sens des termes devrait être expliqué pour éviter de mauvaises interprétations.

3.13. Lorsque des modifications des LCE deviennent nécessaires, une approche identique à celle décrite dans les paragraphes 3.8-3.12 devrait être suivie. Toutes les modifications de la centrale devraient être examinées pour déterminer si elles nécessitent des modifications des LCE. Toute modification des LCE devrait être assujettie à l'évaluation et l'approbation de l'organisme de réglementation, au besoin.

3.14. Lorsqu'il est nécessaire de modifier provisoirement les LCE, pour, par exemple, effectuer des essais neutroniques sur un cœur neuf, il faudrait prendre particulièrement soin de s'assurer que les effets de la modification sont analysés et l'état modifié, bien que provisoire, nécessite au moins le même niveau d'évaluation et d'approbation qu'une modification permanente. Lorsqu'une autre méthode raisonnable est possible, elle devrait être employée de préférence à une modification provisoire d'une LCE.

3.15. Un réexamen périodique des LCE devrait être effectué afin de garantir qu'elles restent applicables dans le cadre de leur objectif prévu et, lorsque cela est nécessaire, les LCE devraient être modifiées à la lumière de l'expérience d'exploitation et du développement technologique. Ce réexamen périodique devrait être effectué même si la centrale n'a pas été modifiée.

3.16. Il faudrait prendre en considération les applications de l'étude probabiliste de sûreté (EPS) à l'optimisation des LCE. Les méthodes d'évaluation probabiliste associées à l'expérience d'exploitation peuvent être utilisées pour la justification et la modification des LCE.

4. LIMITES DE SÛRETÉ

4.1. Le concept de limites de sûreté est basé sur la prévention de rejets inacceptables de matières radioactives de la centrale grâce à l'application de limites imposées aux températures du combustible et de la gaine, à la pression du caloporteur, à l'intégrité de l'enveloppe sous pression et autres caractéristiques d'exploitation influant sur le rejet de matières radioactives hors du combustible. Les limites de sûreté établies servent à protéger l'intégrité de certaines barrières matérielles qui prémunissent contre le rejet non contrôlé de matières radioactives. Les limites de sûreté devraient être établies en utilisant une approche prudente afin de garantir que toutes les incertitudes des analyses de sûreté sont prises en compte. Ceci implique que le dépassement d'une seule limite de sûreté ne conduit pas obligatoirement aux conséquences inacceptables mentionnées précédemment. Néanmoins, si une limite de sûreté est dépassée, le réacteur devrait être arrêté et le fonctionnement à puissance normale ne devrait être restauré qu'après réalisation d'une évaluation appropriée et obtention d'une autorisation de redémarrage conformément aux procédures en vigueur de la centrale.

4.2. Les limites sont choisies avec comme objectif le maintien de l'intégrité de la gaine du combustible et de l'intégrité de l'enveloppe sous pression du système de refroidissement du réacteur dans toutes les conditions, garantissant ainsi qu'il n'y aura aucun rejet important de matières radioactives. Un facteur essentiel pour le maintien de l'intégrité de la gaine du combustible est le refroidissement adéquat du combustible. À cet effet, l'enveloppe sous pression du système de refroidissement du réacteur devrait être conservée intacte. Ceci

évite toute fuite de caloporteur et la réduction résultante de l'efficacité du refroidissement.

4.3. Bien que l'intégrité du confinement soit importante pour limiter les conséquences radiologiques d'un accident, la perte de l'intégrité du confinement ne conduit pas elle-même à un endommagement de la gaine du combustible. Elle n'est donc pas incorporée dans les limites de sûreté mais devrait être incluse dans les conditions limites s'appliquant à l'exploitation normale (chapitre 6).

4.4. Les températures du combustible et de la gaine du combustible devraient être limitées aux valeurs qui garantissent que l'objectif de conception se rapportant à l'étendue des défaillances est atteint. Les limites de sûreté devraient normalement être indiquées sous forme de valeurs maximales acceptables qui garantissent l'intégrité de la gaine du combustible en appliquant le principe de prudence mentionné au paragraphe 4.1. Les limites des coefficients locaux de transfert de chaleur de la gaine du combustible devraient être définies et établies de manière à garantir que les températures locales du combustible et les températures locales de la gaine n'atteignent pas les niveaux auxquels une défaillance de la gaine peut se produire.

4.5. Les limites de sûreté pour la pression et la température du système de refroidissement du réacteur devraient être définies par rapport à leurs valeurs nominales.

5. VALEURS DE RÉGLAGE DES SEUILS DE PROTECTION

5.1. Des seuils de protection seront définis pour toute une gamme de paramètres. Ce sont les paramètres inclus dans les limites de sûreté ainsi que d'autres paramètres, ou combinaisons de paramètres, qui pourraient contribuer aux transitoires de pression ou de température. Le dépassement de ces seuils entraînera l'arrêt d'urgence du réacteur afin de supprimer un transitoire. Le dépassement d'autres seuils entraînera d'autres actions automatiques servant à éviter le dépassement des limites de sûreté. Certains autres seuils du système de protection permettent de déclencher la mise en route de systèmes de sauvegarde. Ces systèmes limitent le déroulement des incidents de

fonctionnement prévus de telle manière que soit les limites de sûreté ne sont pas dépassées, soit les conséquences des accidents postulés sont atténuées. L'interconnexion entre les seuils de protection, les limites de sûreté et les LCE est illustrée dans l'annexe.

5.2. Le réglage des seuils de protection devrait assurer le déclenchement automatique des systèmes de sûreté dans la gamme des valeurs des paramètres adoptées dans le rapport de sûreté, malgré les erreurs possibles qui pourraient se produire lors du réglage du point de consigne nominal. Des alarmes appropriées devraient être mises en place pour permettre au personnel d'exploitation de déclencher des actions correctives avant que les valeurs de réglage des seuils de protection ne soient atteintes.

5.3. Des exemples types de paramètres, incidents de fonctionnement et dispositifs du système de protection pour lesquels des seuils de protection sont nécessaires sont donnés ci-dessous. Il faut noter que les valeurs de réglage peuvent différer en fonction des états de la centrale. Par exemple, pour une basse température de fonctionnement, le système de contrôle de la pression de la cuve du réacteur peut nécessiter des valeurs de réglage de seuil de pression plus faibles.

- 1) Flux de neutrons et distribution neutronique (plage de démarrage, plage intermédiaire, plage en puissance) ;
- 2) Vitesse de variation du flux de neutrons ;
- 3) Facteur de distribution de puissance axiale ;
- 4) Oscillation de puissance ;
- 5) Dispositifs de contrôle de la réactivité ;
- 6) Températures de la gaine du combustible ou du caloporteur du canal de combustible ;
- 7) Température du caloporteur du réacteur ;
- 8) Vitesse de variation de la température du caloporteur du réacteur ;
- 9) Pression du circuit de refroidissement du réacteur (y compris les valeurs de réglage de surpression à froid) ;
- 10) Niveau d'eau dans la cuve du réacteur ou du pressuriseur (variant avec l'état de la centrale et le type de réacteur) ;
- 11) Débit du caloporteur du réacteur ;
- 12) Vitesse de variation du débit du caloporteur du réacteur ;
- 13) Déclenchement de la pompe de circulation du caloporteur primaire ;
- 14) Refroidissement intermédiaire et source froide ultime ;
- 15) Niveau d'eau des générateurs de vapeur ;
- 16) Température de l'eau à l'entrée des générateurs de vapeur ;

- 17) Température de la vapeur en sortie du générateur de vapeur ;
- 18) Débit de vapeur ;
- 19) Pression de vapeur ;
- 20) Valeurs de réglage des seuils destinés à déclencher l'isolement de la conduite de vapeur, le déclenchement de la turbine et l'isolement de l'eau alimentaire ;
- 21) Fermeture de la vanne d'isolement de la conduite de vapeur principale ;
- 22) Injection du caloporteur de secours ;
- 23) Pression du confinement ;
- 24) Valeurs de réglage des seuils destinés à déclencher la mise en marche des systèmes d'aspersion, des systèmes de refroidissement et des systèmes d'isolement du confinement ;
- 25) Pression du volume d'expansion ;
- 26) Systèmes d'injection et de contrôle du poison neutronique du caloporteur ;
- 27) Niveaux de radioactivité du circuit primaire ;
- 28) Niveaux de radioactivité dans la conduite de vapeur ;
- 29) Niveaux de radioactivité et niveaux de la contamination atmosphérique dans le bâtiment du réacteur ;
- 30) Perte de l'alimentation électrique normale ;
- 31) Alimentation électrique de secours.

5.4. Les actions à déclencher, comme décrit au paragraphe 5.1, pour les éléments listés ici peuvent varier en fonction du type de réacteur et de la conception ou certains des seuils peuvent ne pas être applicables. Dans le cas de types de réacteur particulier, d'autres paramètres peuvent être décrits dans le rapport de sûreté pour lesquels des valeurs de réglage des seuils de protection devraient être spécifiés.

6. LIMITES ET CONDITIONS D'EXPLOITATION NORMALE

6.1. Les limites et conditions d'exploitation normale sont destinées à garantir un fonctionnement sûr ; c'est-à-dire, garantir que les hypothèses du rapport de sûreté sont valables et que les limites de sûreté établies ne sont pas dépassées lors du fonctionnement de la centrale. En outre, des marges acceptables devraient être assurées entre les valeurs d'exploitation normales et les valeurs

de réglage des seuils de protection afin d'éviter des déclenchements trop fréquents des systèmes de sûreté. La figure A-1 de l'annexe présente la corrélation entre les limites de sûreté, les seuils de protection et les limites et conditions d'exploitation normale.

6.2. Les limites et conditions d'exploitation normale devraient inclure les limites sur les paramètres d'exploitation, les spécifications concernant la quantité minimale d'équipements disponibles, le niveau de personnel minimum, les actions prescrites que le personnel d'exploitation doit mettre en œuvre dans le cas d'écarts par rapport aux LCE établies et le temps imparti pour exécuter ces actions. Les limites devraient également inclure les paramètres importants pour la sûreté, comme la composition chimique des fluides de travail, leur activité et les limites concernant les rejets de matières radioactives dans l'environnement.

6.3. Les exigences relatives à la disponibilité devraient indiquer, pour les différents modes d'exploitation normale, le nombre de systèmes ou de composants importants pour la sûreté qui devraient être soit en situation de fonctionnement soit en situation d'attente. Ces exigences de disponibilité réunies définissent la configuration minimale et sûre de la centrale pour chaque mode d'exploitation normale. Lorsque les exigences de disponibilité ne peuvent pas être respectées dans la mesure prévue, les actions à mettre en œuvre pour ramener la centrale à un état plus sûr, comme la réduction de la puissance ou l'arrêt du réacteur, devraient être spécifiées et le temps imparti pour mener l'action à son terme devrait également être indiqué.

6.4. Étant donné les risques plus élevés associés au démarrage de la centrale après des arrêts, les exigences de disponibilité pour ce mode devraient être plus contraignantes que celles autorisées pour la souplesse d'exploitation lorsque le réacteur est en cours de fonctionnement. Les équipements des systèmes de sûreté qui doivent être disponibles lors du démarrage devraient être spécifiés.

6.5. Après un événement anormal, y compris un arrêt d'urgence du réacteur, la cause de l'événement devrait être établie avec suffisamment de précision pour garantir que la reprise de l'exploitation ou, dans le cas d'un arrêt d'urgence, le redémarrage du réacteur sont sûrs. Les procédures de détermination des actions et des évaluations à effectuer devraient être disponibles. Si des LCE ont été dépassées, la cause devrait faire l'objet d'une investigation.

6.6. Lorsqu'il est nécessaire de mettre hors service un composant d'un système de sûreté, il faudrait confirmer que la logique de sûreté reste conforme aux dispositions de la conception. La performance d'une fonction de sûreté peut être affectée par les conditions opératoires ou les conditions des systèmes auxiliaires qui ne sont pas directement liées aux équipements accomplissant la fonction. Il faudrait donc s'assurer que ces influences sont identifiées et que des limites appropriées sont appliquées.

6.7. Pour les exigences de disponibilité des équipements liés à la sûreté, les dispositions prises dans la conception pour la redondance, la fiabilité des équipements et la période pendant laquelle les équipements peuvent être indisponibles sans accroissement inacceptable du risque devraient être prises en considération.

6.8. Les périodes admissibles d'indisponibilité et les effets cumulés de ces périodes devraient être évalués afin de garantir que tout accroissement du risque reste à un niveau acceptable. Des méthodes d'EPS ou d'analyse de fiabilité devraient être utilisées à cet effet car elles constituent le moyen le plus approprié. Des périodes d'indisponibilité plus courtes que celles dérivées d'une EPS peuvent être spécifiées dans les LCE en se basant sur d'autres informations comme les études de sûreté préexistantes ou l'expérience d'exploitation.

6.9. Les éléments pour lesquels les limites et conditions d'exploitation normale sont généralement nécessaires sont traités dans l'appendice I. Il est à noter que si une centrale est d'une conception particulière, d'autres limites peuvent être nécessaires pour garantir que tous les paramètres inclus dans la conception et dans l'analyse de la sûreté sont convenablement contrôlés.

7. EXIGENCES RELATIVES À LA SURVEILLANCE

7.1. Afin de garantir que les valeurs de réglage des seuils de protection ainsi que les limites et conditions d'exploitation normale sont respectées à tout moment, les systèmes et composants correspondants devraient être surveillés, inspectés, vérifiés, étalonnés et testés conformément à un programme de surveillance approuvé.

7.2. Le programme de surveillance devrait être suffisamment détaillé afin de garantir que tous les aspects des limites ou conditions y ont été incorporés. La fréquence des procédures de surveillance devrait être précisée et basée sur une analyse de fiabilité incluant, lorsqu'elles existent, une EPS et une étude de l'expérience acquise à partir des résultats de surveillance précédents ou, en leur absence, les recommandations du fournisseur.

7.3. Les exigences relatives à la surveillance devraient être énoncées dans des procédures avec des critères d'acceptation clairs afin qu'il n'existe aucun doute quant à la disponibilité des systèmes ou des composants. La relation entre ces critères et la limite ou la condition en cours de confirmation devrait être consignée par écrit.

7.4. Les exigences relatives à la surveillance devraient également couvrir les activités permettant de détecter le vieillissement et autres formes de détérioration dues à la corrosion, la fatigue ou d'autres mécanismes. Ces activités incluront un examen non destructif des systèmes passifs, ainsi que des systèmes explicitement couverts par des limites et conditions d'exploitation normale. Dans le cas où des dégradations sont observées, leur impact sur la disponibilité des systèmes devrait être évalué et les actions correspondantes devraient être mises en œuvre.

7.5. D'autres recommandations concernant les activités de surveillance sont données dans le guide de sûreté traitant de la surveillance des éléments importants pour la sûreté des centrales nucléaires [3].

8. PROCÉDURES DE CONDUITE

GÉNÉRALITÉS

8.1. Toutes les activités liées à la sûreté doivent être effectuées conformément aux documents élaborés sur la base de procédures administratives approuvées. La disponibilité et la bonne utilisation de PC écrites, y compris les procédures de surveillance, contribuent fortement à la sûreté d'exploitation d'une centrale nucléaire. Les prescriptions de sûreté de l'AIEA [1] précisent qu'il faut « mettre au point des procédures de conduite qui s'appliquent à l'ensemble des situations normales, anormales et d'urgence » (réf. [1], paragraphe 5.11).

8.2. Les PC concernant l'exploitation normale devraient être élaborées pour garantir que la centrale est exploitée en respectant les LCE et devraient fournir des instructions relatives à la conduite sûre de tous les modes d'exploitation normale, comme le démarrage, le fonctionnement en puissance, la mise à l'arrêt, l'arrêt, les variations de charge, la surveillance du processus et la manutention du combustible. Les PC devraient être soumises à l'organisme de réglementation pour évaluation et approbation si nécessaire.

8.3. Les procédures d'intervention en cas d'apparition d'une alarme devraient être élaborées à l'appui des PC principales. Elles devraient garantir une réponse correcte et en temps voulu en cas d'écart par rapport aux limites d'un fonctionnement stabilisé (annexe) et le maintien des paramètres de la centrale dans les limites spécifiées.

8.4. Pour les incidents de fonctionnement prévus et les situations accidentelles, les PC devraient donner des instructions pour la maîtrise de la situation. Dans le cas des accidents de dimensionnement, les procédures destinées à maintenir l'état de la centrale dans des limites données peuvent être basées soit sur les événements soit sur les symptômes. Pour les accidents hors dimensionnement, les instructions seront symptomatiques, c'est-à-dire, qu'elles utiliseront des paramètres donnant une indication de l'état de la centrale pour identifier les voies de récupération optimales que peut suivre l'opérateur sans qu'il soit nécessaire de diagnostiquer l'initiateur de l'accident.

8.5. Lorsque des instructions verbales et/ou écrites sont utilisées pour une pratique d'exploitation dans une centrale nucléaire, des procédures administratives devraient être en place pour garantir que les instructions verbales et/ou écrites ne divergent pas des PC établies et ne compromettent pas les LCE établies. Toute non-conformité devrait être notifiée à l'organisme de réglementation afin d'obtenir une autorisation préalable.

8.6. Les procédures de conduite devraient être vérifiées et validées afin de garantir qu'elles sont administrativement et techniquement correctes, sont faciles à utiliser pour l'opérateur et fonctionneront comme prévu. Il faudrait prendre particulièrement soin de s'assurer que les PC sont compatibles avec l'environnement dans lequel elles sont destinées à être utilisées. Les PC devraient être validées sous la forme sous laquelle elles seront utilisées sur le terrain.

8.7. Les PC devraient être revues périodiquement pour s'assurer qu'elles restent adaptées à leur objectif et si nécessaire devraient être modifiées, vérifiées, validées et approuvées.

ASPECTS PARTICULIERS DES PROCÉDURES D'URGENCE

8.8. Les procédures de conduite d'urgence (PCU) peuvent être événementielles ou symptomatiques. Dans le cas des accidents de dimensionnement, les deux types peuvent être utilisés, bien que les procédures symptomatiques soient préférables pour les raisons indiquées au paragraphe 8.12. Pour les accidents hors dimensionnement, étant donné le large éventail de conditions qui peuvent exister, les PCU symptomatiques et les guides de gestion des accidents sont préférables.

8.9. Les PCU événementielles spécifient les actions de l'opérateur en fonction de la nature de l'événement. Pour les procédures événementielles, les décisions et les mesures prises pour répondre aux accidents devraient dépendre de l'état de la centrale par rapport à des événements prédéfinis pris en compte dans la conception et dans le rapport de sûreté. Lorsqu'il applique une procédure événementielle, l'opérateur doit déterminer la nature de l'accident de dimensionnement spécifique avant de mettre en œuvre des actions de récupération et/ou des actions de limitation des conséquences.

8.10. Les PCU événementielles devraient inclure les éléments suivants :

- a) Les symptômes permettant de déterminer la nature de l'accident (alarmes, conditions d'exploitation, ampleur probable des variations des paramètres, caractéristiques de dégradation potentielle du refroidissement du cœur) ;
- b) Les actions automatiques qui seront probablement déclenchées à la suite de l'accident ;
- c) Les actions que l'opérateur doit mettre en œuvre immédiatement pour l'activation des commandes ou la confirmation des actions automatiques ;
- d) Les actions ultérieures de l'opérateur destinées à ramener le réacteur à un état normal ou à mettre le réacteur en conditions d'arrêt sûres, de longue durée et stables.

8.11. Il faudrait prendre en compte les limitations inhérentes aux procédures événementielles, à savoir :

- a) L'optimisation de la récupération et/ou de la limitation des conséquences n'est possible qu'après avoir correctement identifié le type d'événement. Les opérateurs peuvent être obligés de répondre à des événements imprévus et se trouver ainsi confrontés eux-mêmes à des situations pour lesquelles ils n'ont pas reçu de formation spécifique ou pour lesquelles il n'existe aucune procédure permettant d'identifier avec précision l'événement qui s'est produit ;
- b) Seul un nombre fini d'événements sont analysés et pris en compte dans le rapport de sûreté final et les accidents hors dimensionnement non analysés sortent du cadre des procédures ;
- c) La plupart des procédures événementielles sont à sens unique et ne prennent en charge qu'un nombre limité de combinaisons d'événements ;
- d) Il n'existe aucun lien ou point de transition entre les différentes procédures et, de ce fait, l'opérateur n'a à sa disposition aucune méthode prédéfinie pour faire face à des événements multiples (comme la conjonction d'une rupture d'une conduite de vapeur et d'une fuite accidentelle de caloporteur, ou la conjonction d'une fuite d'eau alimentaire et d'un transitoire prévu avec arrêt d'urgence).

8.12. Les PCU symptomatiques peuvent résoudre certaines des limitations de l'approche événementielle en définissant de manière formelle les principales fonctions de sûreté essentielles et en leur attribuant un ordre de priorité. Dans le cas des procédures symptomatiques, les décisions à prendre concernant l'intervention en cas d'incident devraient être spécifiées en fonction des symptômes et de l'état des systèmes de la centrale (comme les valeurs des paramètres de sûreté et les fonctions de sûreté essentielles). Ceci permet à l'opérateur de maintenir des caractéristiques de fonctionnement optimales sans avoir à se préoccuper du scénario d'accident en cours. La méthode de surveillance des paramètres de la centrale utilisée pour l'approche symptomatique est adaptée aux besoins du personnel de la centrale dans des situations d'accident grave.

8.13. Une analyse thermo-hydraulique complète devrait être effectuée pour la mise en œuvre des procédures symptomatiques. Cette analyse devrait garantir que l'ensemble générique des actions de l'opérateur en relation avec la dégradation de chaque fonction de sûreté essentielle est suffisant pour faire face aux sollicitations les plus fortes que peut subir chaque fonction de sûreté.

8.14. Il faudrait que l'on puisse faire facilement la distinction entre les PCU et les autres procédures de la centrale. La même présentation devrait être utilisée pour toutes les procédures. Le titre de la procédure devrait être court et descriptif afin de permettre à l'opérateur de reconnaître rapidement la situation anormale à laquelle cette procédure s'applique.

8.15. Il faudrait éviter les textes explicatifs dans les PCU, qui devraient être limitées aux instructions qui servent à l'opérateur pour mettre en œuvre une action ou pour vérifier l'état de la centrale. Les PCU peuvent contenir des informations complémentaires aidant les opérateurs à prendre des mesures d'urgence correctes, mais ces informations devraient être séparées des actions principales de la procédure. Les instructions devraient inclure, le cas échéant, les actions servant à lancer la procédure de détermination de la classe d'urgence de la situation accidentelle et de mise en œuvre des actions d'intervention correspondantes. Les instructions se rapportant à ces actions devraient être répétées chaque fois que l'exécution d'une PCU ou d'un guide de gestion des accidents indique une modification du niveau de gravité de l'incident.

8.16. Les PCU ou les guides de gestion des accidents nécessaires pour faire face à des accidents hors dimensionnement devraient être déterminés grâce à une analyse des accidents hors dimensionnement et de la vulnérabilité de la centrale vis-à-vis de ce type d'accident, et à l'élaboration de stratégies de prise en charge de cette vulnérabilité.

8.17. Les éléments détaillés spécifiques de la centrale devraient être pris en compte lors de l'identification et de la sélection des actions les mieux adaptées pour faire face aux accidents hors dimensionnement. Les guides de gestion des accidents relatifs aux accidents graves devraient inclure l'utilisation de tous les moyens possibles, liés à la sûreté ou classiques, présents dans la centrale, extérieurs ou fournis par des unités environnantes, dans le but d'éviter le rejet de matières radioactives dans l'environnement.

8.18. Afin que les guides de gestion des accidents soient utilisés efficacement, ils devraient être soigneusement couplés aux PCU existantes pour qu'il existe une certaine continuité et pour éviter des omissions ou des contradictions.

PROCÉDURES DE CONDUITE LORS DE LA MISE EN SERVICE

8.19. Lors de la mise en service, le groupe chargé de la construction, le groupe chargé de la mise en service et le groupe d'exploitation coexistent et un transfert progressif des responsabilités se fait d'un groupe à l'autre jusqu'à ce que la responsabilité de l'intégralité de la centrale soit assumée par la direction de la centrale en exploitation. Au cours de cette période, les opérations devraient être effectuées par le groupe d'exploitation sous la supervision du groupe chargé de la mise en service, conformément aux procédures de test préparées pour l'exécution du programme de mise en service.

8.20. Les procédures de test devraient utiliser les PC normales de la centrale dans la mesure du possible afin de vérifier et, si nécessaire, d'amender ces procédures. Ce processus donne également l'occasion au personnel d'exploitation de se familiariser avec les PC normales de la centrale et avec la réponse de la centrale à ces procédures. D'autres conseils concernant les procédures de conduite lors de la mise en service sont donnés dans le guide de sûreté de l'AIEA traitant des procédures de mise en service des centrales nucléaires [5].

9. ÉLABORATION DES PROCÉDURES DE CONDUITE

9.1. L'élaboration d'un ensemble de procédures à appliquer lors de l'exploitation devrait faire appel à un processus planifié et systématique. Elle peut être facilitée par l'utilisation d'un guide de rédaction détaillé.

9.2. Chaque procédure devrait être suffisamment détaillée pour qu'une personne qualifiée soit capable d'effectuer les activités requises sans supervision directe mais ne devrait pas chercher à fournir une description complète des processus de la centrale.

9.3. La présentation de ces procédures peut varier d'une centrale à l'autre, en fonction des politiques de l'organisme exploitant, mais devrait se conformer aux recommandations et exigences d'assurance de la qualité mises en place. Des recommandations appropriées sont données dans les publications de la collection Sécurité de l'AIEA traitant de l'assurance de la qualité [6] et en particulier le guide de sûreté n° 50-SG-Q13.

9.4. Des personnes possédant les compétences et l'expérience appropriées seront désignées pour rédiger et vérifier les procédures.

9.5. Des techniques prenant en compte les facteurs humains, comme l'analyse des tâches, devraient être utilisées pour élaborer des PC sûres, fiables et efficaces dans lesquelles il est tenu compte de l'implantation de la salle de commande, de la conception générale de la centrale, et des dispositions prises pour la dotation en personnel et de son expérience professionnelle dans la centrale concernée.

9.6. Des recommandations spécifiques à la centrale devraient être données pour les domaines suivants :

- a) Une définition claire des contraintes spécifiées dans le rapport de sûreté et les LCE ;
- b) Des liens appropriés entre les procédures afin d'éviter les omissions et les doublons, et une identification claire des conditions d'entrée et de sortie ;
- c) Une présentation se conformant aux règles de l'art en ce qui concerne les facteurs humains (par exemple, objectif clair, interprétation non ambiguë, utilisation le cas échéant de diagrammes, d'ordinogrammes et autres aides pour l'opérateur) ;
- d) La nécessité de rédiger des explications sur le fondement de la procédure, afin d'aider l'utilisateur et les personnes qui devront éventuellement modifier la procédure ultérieurement ;
- e) Le processus de vérification et d'approbation qui inclut la validation pour la centrale concernée ou pour une simulation le cas échéant lorsque cela est réalisable ;
- f) L'utilisation de procédures événementielles ou symptomatiques pour faire face aux incidents de fonctionnement prévus et aux situations accidentelles, avec l'utilisation de procédures symptomatiques dans le cas d'accidents hors dimensionnement.

9.7. En outre, une identification adéquate des détecteurs, alarmes et actionneurs pertinents, particulièrement en ce qui concerne les procédures après incident ou après accident, devrait être faite afin de garantir une transition sûre vers un état suffisamment sûr. D'autres recommandations sur la méthode d'élaboration des PC sont données dans l'appendice II.

10. CONFORMITÉ AUX LIMITES ET CONDITIONS D'EXPLOITATION ET AUX PROCÉDURES DE CONDUITE

10.1. La direction de la centrale a la responsabilité principale en ce qui concerne l'assurance de la conformité aux LCE. Pour assumer cette responsabilité, des contrôles adéquats devraient être établis conformément au code de l'AIEA sur l'assurance de la qualité et aux guides de sûreté associés [6]. L'existence de PC cohérentes avec les LCE contribue fortement à la conformité aux LCE. Certaines LCE peuvent être directement énoncées dans les procédures ou autres documents et, si c'est le cas, ceci devrait être clairement indiqué dans le document de mise en œuvre. Dans le cas de centrales comportant plusieurs tranches, les LCE ne devraient pas être présentées pour plus d'une tranche dans un document unique.

10.2. Afin d'aider à garantir la conformité, toutes les personnes responsables de l'application des LCE devraient pouvoir disposer, à tout moment, d'une copie des LCE en vigueur à ce moment-là et devraient avoir reçu une formation suffisante sur leur application. Si possible, les limites d'exploitation devraient être indiquées de manière lisible sur les instruments et les dispositifs d'affichage afin d'en faciliter le respect. De même, les PC en vigueur devraient être immédiatement accessibles pour le personnel de la salle de commande et autres personnes ayant besoin de les utiliser ou de s'y référer. Le personnel d'exploitation devrait avoir reçu une formation suffisante sur l'application des procédures en vigueur et un recyclage approprié devrait être programmé et mis en œuvre lorsque les LCE et les PC sont modifiées.

10.3. S'il arrive qu'une LCE ne soit pas respectée ou qu'une procédure ne puisse pas être suivie, cela devrait être signalé et les causes devraient être analysées. Ceci peut conduire à la modification d'une LCE ou d'une procédure conformément aux procédures établies qui prévoient que des modifications soient apportées de manière contrôlée et approuvées, comme exigé par l'organisme de réglementation. Les résultats des essais systématiques ou des essais de mise en service doivent être analysés et il faut étudier la nécessité d'apporter des modifications aux LCE et/ou aux PC.

10.4. Des méthodes de gestion de la configuration devraient être utilisées lors de la modification de LCE ou de PC afin de s'assurer que les autres documents restent cohérents avec les LCE et les PC modifiées. En particulier, il devrait

exister un mécanisme de suivi depuis l'analyse de sûreté, en passant par les LCE, jusqu'aux procédures de mise en œuvre afin de faciliter le contrôle de la configuration et d'éviter la suppression ou la conservation accidentelle d'une LCE ou son application accidentelle. Voir également le guide de sûreté de l'AIEA n° 50-SG-Q2 sur l'assurance de la qualité [6].

10.5. Il devrait exister des limites et conditions en ce qui concerne les effectifs, notamment dans la salle de commande (appendice I). Les PC devraient être conçues pour être appliquées par le personnel présent, du point de vue des effectifs et des qualifications. Elles devraient indiquer clairement qui est responsable de leur mise en œuvre. Lorsqu'une communication orale est nécessaire, elle devrait être faite selon des protocoles approuvés.

10.6. Les dossiers concernant l'exploitation de la centrale et les preuves de la conformité aux LCE et aux PC devraient être élaborés et stockés conformément au guide de sûreté de l'AIEA n° 50-SG-Q3 sur l'assurance de la qualité [6]. Les rapports de non-conformité devraient faire l'objet d'une enquête pour s'assurer que les actions correctives sont mises en œuvre et pour aider à prévenir une non-conformité du même type à l'avenir. Les documents et dossiers types se rapportant à ce guide de sûreté sont les suivants :

- a) Les dossiers d'exploitation couvrant les périodes correspondant à chaque niveau de puissance, y compris l'arrêt ;
- b) Les dossiers du programme de surveillance ;
- c) Les dossiers sur le stock de combustible (neuf et usé), les transferts de combustible, les historiques de taux de combustion et de vérification du cœur ;
- d) Les enregistrements des rejets de matières radioactives gazeuses ou liquides dans l'environnement et des déchets radioactifs solides ou liquides accumulés sur le site ;
- e) Les enregistrements des cycles de pression et de température des composants du système caloporteur primaire ;
- f) Les dossiers des examens des modifications apportées aux PC ou aux équipements de la centrale liés aux LCE ou des examens des modifications apportées aux LCE ;
- g) Les dossiers des audits, leurs conclusions et les actions correctives ;
- h) Les rapports sur les écarts par rapport aux LCE ou aux procédures ;
- i) Les rapports sur les erreurs humaines ou les défaillances des systèmes de sûreté qui ont affecté la conformité aux LCE ;

La présente publication a été remplacée par la publication suivante : SSG-70.

- j) Les instructions d'exploitation spéciales ou temporaires pour les écarts par rapport au exploitation normale, les événements anormaux et les exigences expérimentales ;
- k) Les procédures administratives pour la création et l'autorisation des PC, y compris les PC spéciales et temporaires.

10.7. Une attention particulière devrait être apportée à la configuration de la documentation mentionnée au paragraphe 10.6 afin que les dossiers se rapportant au déclassement puissent être facilement identifiés et récupérés lorsque cela est nécessaire. Pour obtenir des recommandations sur le déclassement, on peut consulter la réf. [7]. Voir également le guide de sûreté de l'AIEA n° 50-SG-Q14 sur l'assurance de la qualité [6].

Appendice I

SÉLECTION DES LIMITES ET CONDITIONS D'EXPLOITATION NORMALE

CONTRÔLE DE LA RÉACTIVITÉ

Exigences relatives à l'antiréactivité

I.1. L'antiréactivité minimale pour les dispositifs de contrôle de la réactivité pouvant être insérés dans le cœur devrait être telle que le niveau de sous-criticité retenu dans le rapport de sûreté peut être atteint immédiatement après l'arrêt en partant d'un état de fonctionnement quelconque et dans n'importe quelle situation accidentelle applicable.

I.2. L'antiréactivité nécessaire devrait être spécifiée sous forme d'informations utilisables par l'opérateur du réacteur, comme les positions des barres de commande, la concentration en poison neutronique liquide ou les facteurs de multiplication des neutrons.

I.3. Pour maintenir le niveau spécifié de sous-criticité pendant une période indéfinie après l'arrêt, des moyens supplémentaires, prévus dans la conception, peuvent être employés, comme l'utilisation d'eau additionnée de bore ou autres poisons neutroniques si la température, la concentration en xénon ou autres effets transitoires de réactivité ne peuvent pas être compensés par des dispositifs normaux de contrôle de la réactivité.

Coefficients de réactivité

I.4. Lorsque l'analyse de sûreté en fait ressortir la nécessité, des limites pour les coefficients de réactivité devraient être indiquées pour différents états du réacteur afin de garantir que les hypothèses adoptées lors des analyses d'accident et de transitoire restent valables tout au long de chaque cycle de chargement du combustible.

Vitesse d'insertion de réactivité positive

I.5. Des limites se rapportant à la vitesse d'insertion de réactivité positive devraient être indiquées. Le respect des limites devrait être assuré au moyen d'un circuit logique du système de contrôle de la réactivité ou en définissant

des limitations spéciales que le personnel d'exploitation doit observer, afin d'éviter que des situations accidentelles liées à la réactivité puissent conduire à des températures excessives du combustible.

Surveillance du flux neutronique dans le cœur du réacteur

I.6. Les besoins en instrumentation permettant une surveillance adéquate du flux neutronique pour les différents niveaux de puissance du réacteur, y compris le démarrage et l'arrêt, devraient être indiqués. Ils peuvent inclure des spécifications concernant l'utilisation des sources de neutrons pour fournir le niveau de flux minimum nécessaire et la sensibilité des détecteurs de neutrons.

Équipements de contrôle de la réactivité

I.7. Les exigences relatives à la disponibilité des équipements de contrôle de la réactivité, y compris celles concernant la redondance et la diversité comme précisé dans le rapport de sûreté, et de leurs indicateurs de position devraient être précisées pour les différents modes d'exploitation normale. Ces exigences de disponibilité devraient définir spécifiquement la séquence appropriée et les temps de déclenchement et d'insertion des dispositifs de contrôle de la réactivité. Les temps de fonctionnement des dispositifs de contrôle de la réactivité devraient être cohérents avec, ou plus prudents que, les hypothèses de conception.

Marges de réactivité

I.8. Les limites concernant les marges de réactivité admissibles entre les configurations critiques prévues et réelles des dispositifs de contrôle de la réactivité devraient être indiquées, et la conformité devrait être vérifiée lors de la phase de criticité initiale après chaque renouvellement majeur du combustible et à intervalles donnés. La cause des différences importantes devraient être évaluée et l'action corrective nécessaire devrait être mise en œuvre.

Systèmes d'injection de poison neutronique liquide

I.9. Les limites de concentration, stockage et température affectant la solubilité devraient être précisées pour tous les systèmes d'injection de poison liquide et des mesures appropriées devraient être spécifiées afin de garantir la détection et la corrections des écarts par rapport à ces limites. Les exigences de disponibilité permettant de garantir un déclenchement et un fonctionnement

appropriés de ces systèmes devraient être précisées et les temps de déclenchement et d'injection devraient être définis.

Cœur

I.10. Après toute modification du cœur, l'emplacement du combustible et des composants dans le cœur du réacteur devrait être confirmé et vérifié conformément aux procédures écrites pour garantir que chaque élément se trouve à la bonne place.

Prévention de la dilution du bore

I.11. Pour les réacteurs à eau légère, il faudrait prendre soin de minimiser la possibilité d'une dilution du bore au cours des opérations menées pendant l'arrêt. Les limites et conditions relatives à la concentration du bore, à la surveillance du flux de neutrons dans la gamme de la source, à l'isolement des sources d'eau non borées et aux systèmes d'injection d'urgence de bore devraient être précisées.

SYSTÈME DE PROTECTION DU RÉACTEUR ET INSTRUMENTATION

Système de protection du réacteur et instrumentation des autres systèmes de sûreté

I.12. Il faudrait préciser les exigences de disponibilité pour le système de protection du réacteur et pour l'instrumentation et les circuits logiques des autres systèmes de sûreté, en indiquant les limites concernant les temps de réponse, la dérive et l'exactitude des instruments, selon le cas. Les verrouillages exigés par le rapport de sûreté devraient être identifiés et les exigences de disponibilité correspondantes devraient être précisées.

Système de contrôle-commande pour la salle de commande de repli

I.13. Lorsque des systèmes de contrôle-commande d'arrêt à distance sont prévus dans la conception de la centrale dans l'éventualité où la salle de commande principale n'est plus utilisable, les exigences de disponibilité pour les paramètres essentiels (comme la pression, la température, le débit du caloporteur et le flux de neutrons) devraient être précisées afin de permettre l'arrêt de la centrale et son maintien dans des conditions sûres à partir d'un

emplacement ou de plusieurs emplacements situés à l'extérieur de la salle de commande principale.

REFROIDISSEMENT DU CŒUR

Température du circuit de refroidissement du réacteur

I.14. Les limites concernant la température du caloporteur (maximale ou minimale) et sa vitesse de variation devraient être précisés pour les différents mode d'exploitation normale afin de garantir que les limites de sûreté spécifiées des paramètres du cœur ne sont pas dépassées et que les températures affectant l'intégrité du circuit de refroidissement sont maintenues dans des limites appropriées.

Pression du circuit de refroidissement du réacteur

I.15. Les limites concernant la pression admissible du circuit de refroidissement du réacteur devraient être précisées pour les différents modes d'exploitation normale. Dans certains cas, par exemple pour tenir compte des limitations des propriétés des matériaux, ces limites d'exploitation devrait être indiquées en conjonction avec d'autres paramètres comme la température ou le débit du caloporteur. Dans ces cas-là, les relations devraient être clairement formulées et toute courbe ou méthode de calcul nécessaire pour s'assurer que les conditions admissibles ne sont pas dépassées devrait être fournie. Le cas échéant, des exigences spéciales devraient être précisées. Les limites devraient être sélectionnées de telle manière que les conditions initiales adoptées pour les différentes analyses d'accident ne soient pas dépassées et que l'intégrité du circuit de refroidissement primaire soit maintenue.

Puissance du réacteur

I.16. Les limites concernant la puissance du réacteur devraient être établies et définies dans le rapport de sûreté de manière à garantir que la capacité des circuits de refroidissement du cœur n'est pas dépassée.

Répartition de puissance du réacteur

I.17. La logique particulière servant au contrôle de la réactivité, ou les configurations des barres de commande et/ou des absorbants, accompagnées des valeurs de réactivité des barres de commande, devraient être précisées

lorsque cela est nécessaire pour garantir que les limitations spécifiées pour les différences de flux admissibles, les facteurs de point chaud et la répartition de la puissance pour les différents modes d'exploitation normale sont respectées. Un contrôle approprié des distributions du flux devrait garantir que les flux thermiques et les températures limites du combustible ainsi que les conditions initiales adoptées pour les analyses d'accident ne sont pas dépassés. Le cas échéant, des méthodes de calcul ou des techniques de mesure appropriées devraient être prévues pour permettre à l'opérateur du réacteur de confirmer le respect des limites.

Qualité chimique du caloporteur du réacteur

I.18. Outre les limitations mentionnées pour la pression et la température, des limites devraient être fixées pour la qualité chimique du caloporteur du réacteur ; par exemple, pour les réacteurs à refroidissement par eau, la conductivité, la valeur du pH, la teneur en oxygène et les teneurs en impuretés comme le chlore ou le fluor sont importantes.

Soupapes de sûreté et/ou vannes de décharge

I.19. Les exigences de disponibilité devraient être précisées pour les soupapes de sûreté et/ou les vannes de décharge du circuit de refroidissement du réacteur. Dans le cas des réacteurs à eau bouillante à cycle direct, ce système inclut les soupapes de sûreté et les vannes de décharge du circuit de vapeur. Les valeurs de réglages de la pression d'ouverture des soupapes devraient être précisées. La sélection de ces valeurs devrait garantir le maintien de l'intégrité du circuit pour tous les états de fonctionnement, y compris le fonctionnement à basse température.

Modérateur et système de gaz de couverture

I.20. Le cas échéant, les limites de température du modérateur, de la qualité chimique et des teneurs en contaminant devraient être précisées. Les limites se rapportant aux concentrations admissibles de mélanges de gaz explosifs dans le gaz de couverture devraient également être précisées. À cet égard, les exigences de disponibilité des équipements de surveillance en ligne du processus devraient être spécifiées.

Générateurs de vapeur

I.21. Des exigences de disponibilité concordant avec celles indiquées dans le rapport de sûreté devraient être précisées pour les générateurs de vapeur. Ces exigences devraient inclure les exigences de disponibilité des systèmes d'eau alimentaire de secours, des soupapes de sûreté et des vannes d'isolement du circuit de vapeur, ainsi que les exigences relatives à la qualité de l'eau, les limites spécifiées pour le niveau d'eau et la capacité minimale d'échange thermique.

Fuite du circuit de refroidissement du réacteur

I.22. Les limites pour les fuites devraient être telles que le maintien du volume de caloporteur puisse être assuré par des systèmes d'appoint normaux et que l'intégrité du système puisse être maintenue au niveau adopté dans le rapport de sûreté. Des spécifications de fuite maximale pour certains composants spécifiques importants pour la sûreté, en rapport avec leur fonction de sûreté, devraient être fournies. Lors de l'établissement des limites de fuite, il faudrait prendre en considération les limites admissibles de contamination de l'environnement ou des systèmes secondaires. Des exigences de disponibilité devraient être précisées pour les systèmes de mesure des fuites de caloporteur du réacteur. En règle générale, les fuites devraient être classées en fuites identifiées (par exemple, fuites dans les systèmes de collecte comme celles des joints d'étanchéité des pompes, dans l'atmosphère du confinement ou via le générateur de vapeur ; ces fuites devraient être mesurées afin de ne pas masquer les fuites non identifiées) ou en fuites non identifiées.

Radioactivité du caloporteur du réacteur

I.23. Les limites de l'activité spécifique admissible du caloporteur du réacteur devraient être précisées pour garantir la protection du personnel et de l'environnement et également pour fournir une mesure de l'intégrité du combustible, comme indiqué dans le rapport de sûreté. Si une mesure en ligne de l'activité du caloporteur est utilisée pour surveiller l'intégrité de la gaine du combustible en cours d'exploitation, les dispositions minimales prévues pour la détection et, le cas échéant, l'identification d'éléments combustibles défectueux ou suspects devraient être précisées.

Source froide ultime

I.24. La source froide ultime est habituellement la rivière, le lac ou la mer d'où est tirée l'eau de refroidissement des équipements et des condenseurs. Dans certains cas des tours de refroidissement par voie humide ou par voie sèche sont également utilisées. Des limites se rapportant aux niveaux de production d'énergie concordant avec les capacités de refroidissement de ces sources froides devraient être spécifiées.

Évacuation de la puissance résiduelle à l'arrêt

I.25. Les opérations effectuées à l'arrêt peuvent entraîner une limitation de la capacité des systèmes de refroidissement du réacteur. Des limites se rapportant aux niveaux de puissance résiduelle devraient être précisées pour le début de certaines opérations comme la réduction des niveaux de caloporteur ou l'ouverture du système de refroidissement du réacteur et de l'enveloppe de confinement. Des conditions limites supplémentaires devraient être spécifiées pour identifier les systèmes de refroidissement qui doivent être disponibles dans toutes les phases de l'arrêt. Dans le cas des réacteurs à eau ordinaire, il faudrait prêter une attention particulière au contrôle et à la surveillance des niveaux d'eau lors des opérations menées pendant l'arrêt afin d'éviter la perte des systèmes servant à l'évacuation de la puissance résiduelle. Des conditions limites se rapportant aux niveaux admissibles et à l'instrumentation exploitable disponible devraient être indiquées.

Systèmes de refroidissement d'urgence du cœur

I.26. Des exigences de disponibilité devraient être précisées pour les différents systèmes utilisés pour le refroidissement d'urgence du cœur. Ceci devrait inclure les exigences relatives à : la disponibilité des équipements et les conditions environnementales ; l'adéquation de l'injection et de la circulation de caloporteur ; l'intégrité des tuyauteries ; les limitations spécifiées concernant les volumes minima de fluide pour tous les systèmes sur lesquels repose le refroidissement d'urgence du cœur. Ces exigences de disponibilité devraient couvrir toutes les dispositions nécessaires pour faire face aux accidents correspondants analysés dans le rapport de sûreté. En particulier, pour garantir une disponibilité permanente de ces systèmes, des exigences de disponibilité devraient également être précisées pour les systèmes d'alimentation électrique de secours et autres systèmes auxiliaires, comme les circuits de chauffage utilisés pour éviter le gel des solutions, les systèmes de refroidissement des équipements et les systèmes de ventilation. La capacité

à long terme de ces systèmes d'urgence après un accident devrait également être étudiée et spécifiée afin de garantir que tout rejet de substances radioactives dans l'environnement restera inférieur aux limites acceptables.

SYSTÈMES DE CONFINEMENT

I.27. Des exigences de disponibilité des systèmes de confinement devraient être précisées et devraient inclure les conditions de la centrale pour lesquelles l'intégrité du confinement n'est pas exigée. Les débits de fuite autorisés devraient être spécifiés et la disponibilité et l'état des éléments suivants devraient être précisés : vannes d'isolement ; clapets casse-vide ; dispositifs actionneurs ; systèmes de filtration, de refroidissement, d'arrosage et d'aspersion ; systèmes d'analyse et de régulation des gaz combustibles ; systèmes de ventilation et de purge ; instrumentation associée. Les LCE spécifiées devraient être telles que le rejet de matières radioactives depuis le système de confinement sera limité aux débits et voies de fuite pris comme hypothèse dans les analyses d'accident. Les précautions relatives au contrôle d'accès devraient être spécifiées afin de garantir que l'efficacité du système de confinement ne sera pas affectée.

AUTRES SYSTÈMES

Systèmes de ventilation

I.28. Le cas échéant, des limites appropriées devraient être établies pour la disponibilité des systèmes de ventilation lorsque ces systèmes ont été prévus pour maintenir les matières radioactives en suspension dans l'air dans des limites données en complément d'un système de sûreté.

Ventilation de l'enceinte de confinement secondaire

I.29. Si une enceinte de confinement secondaire est présente, elle devrait être ventilée et maintenue à une pression absolue appropriée comme indiqué dans le rapport de sûreté pour garantir que toute fuite directe éventuelle restera inférieure à la valeur adoptée. Des limites appropriées de pressions ou de débits de fuite devraient être spécifiées.

Systemes auxiliaires

I.30. La fiabilité de fonctionnement de nombreux systèmes de sûreté dépend du fonctionnement de systèmes auxiliaires comme les systèmes d'alimentation d'air comprimé et les systèmes d'eau brute. Des limites et conditions applicables à ces systèmes devraient être envisagées si elles peuvent avoir une influence significative sur la sûreté de la centrale.

Systemes d'alimentation électrique et autres sources d'énergie

I.31. Des exigences relatives à la disponibilité des sources d'alimentation électrique devraient être précisées pour tous les états de fonctionnement. Ce sont entre autres : les sources hors site, les générateurs sur le site (diesels et turbines à gaz, y compris les réserves de carburant associées), les batteries et équipements de contrôle associés, les dispositifs de protection, de distribution et de commutation. Les exigences de disponibilité devraient garantir que la puissance disponible sera suffisante pour approvisionner tous les équipements liés à la sûreté nécessaires à un arrêt sûr de la centrale et à la maîtrise et l'atténuation des conséquences des situations accidentelles. Les exigences de disponibilité devraient déterminer la puissance nécessaire, la redondance des lignes d'alimentation, les délais admissibles et la durée de fonctionnement nécessaire de l'alimentation de secours. Des exigences équivalentes devraient être précisées pour les autres sources d'énergie (par exemple, le système d'alimentation pneumatique). Il faudrait particulièrement s'assurer que les alimentations électriques resteront suffisantes lors des opérations menées à l'arrêt, lorsque de nombreux systèmes et composants seront mis hors service pour maintenance.

Dispositifs de surveillance sismique

I.32. Le cas échéant, des exigences de disponibilité pour l'instrumentation de surveillance sismique devraient être précisées. Des seuils devraient être établis pour les alarmes ou pour toute action corrective cohérente avec le rapport de sûreté. Le nombre de dispositifs spécifié devrait suffire à garantir le déclenchement, aux limites spécifiées, de toute action automatique nécessaire.

Déplacement d'objets lourds

I.33. Des limites et conditions devraient être spécifiées pour prévenir le déplacement d'objets lourds au-dessus ou à proximité des zones où des systèmes ou composants liés à la sûreté pourraient être endommagés à la suite

d'une mauvaise utilisation ou d'une défaillance des appareils de levage. Il est probable que ces limites et conditions varieront en fonction du mode d'exploitation.

Manutention du combustible

I.34. Les exigences d'exploitation concernant la manutention du combustible et des absorbants devraient inclure des limites pour la quantité de combustible pouvant être manipulée en une seule fois et, si nécessaire, pour la température et le temps de décroissance du combustible irradié. Le cas échéant, les exigences de disponibilité des équipements de manutention du combustible devraient être précisées. Des mesures devraient être prises pour surveiller la réactivité du cœur lors des opérations de chargement ou de renouvellement du combustible pour garantir que les exigences relatives à la réactivité sont respectées. Les procédures et l'instrumentation nécessaires pour une surveillance de ce type devraient être spécifiées. Afin de garantir que des opérations qui pourraient provoquer des excursions nucléaires ou induire des risques radiologiques ne seront pas effectuées au cours des déplacements de combustible, des exigences concernant la communication entre le personnel chargé de la manutention du combustible et le personnel de conduite dans la salle de commande devraient être spécifiées.

Entreposage du combustible irradié

I.35. Les conditions d'entreposage du combustible irradié devraient être précisées et inclure : la capacité de refroidissement minimale du système de refroidissement du combustible usé et le niveau minimum d'eau au-dessus du combustible ; une interdiction d'entreposage du combustible dans un emplacement autre que celui désigné pour le combustible irradié ; la réserve minimale de capacité d'entreposage et les marges de réactivité appropriées pour se prémunir contre la criticité dans la zone d'entreposage. Un contrôle radiologique approprié devrait également être spécifié pour la zone d'entreposage du combustible irradié.

Entreposage du combustible neuf

I.36. Les critères d'entreposage du combustible neuf devraient être précisés. Toutes les mesures particulières destinées à éviter la criticité du combustible neuf au cours de la manutention ou de l'entreposage devraient également être précisées. Lorsque cela est nécessaire, l'enrichissement du combustible devrait également être vérifié avant insertion dans le cœur.

Instrumentation de contrôle radiologique

I.37. Les exigences de disponibilité de l'instrumentation de contrôle radiologique, y compris celui des effluents, devraient être précisées. Ces exigences de disponibilité devraient garantir un contrôle adéquat des zones appropriées et des voies de rejet conforme aux exigences relatives à la radioprotection et aux exigences de l'organisme de réglementation, et garantir le déclenchement d'une alarme ou d'une action appropriée si une limite radiologique ou une limite d'activité prescrite est dépassée.

Dotation en personnel de la centrale

I.38. Le personnel de la centrale requis pour les différents états de fonctionnement devrait être spécifié et être suffisant pour mettre en œuvre les procédures d'urgence nécessaires. Le personnel minimum nécessaire pour la salle de commande devrait être précisé, y compris en ce qui concerne les qualifications requises.

Systèmes de protection contre l'incendie

I.39. Des exigences relatives à la disponibilité des systèmes de protection contre l'incendie devraient être précisées pour tous les états de fonctionnement.

Appendice II

ÉLABORATION DES PROCÉDURES DE CONDUITE (GRANDES LIGNES)

II.1. Les procédures de conduite de la centrale peuvent être élaborées en suivant les lignes directrices présentées dans la figure II.1, en respectant les principes de l'assurance de la qualité.

II.2. La rédaction des procédures de conduite (case 1) devrait normalement être effectuée par l'équipe d'exploitation. Les documents principaux utilisés comme références devraient inclure :

- a) Les documents contenant les hypothèses et les objectifs de conception ;
- b) Les documents contractuels des sous-traitants donnant des recommandations sur l'exploitation des systèmes et des composants ;
- c) Les documents de mise en service (voir le guide de sûreté sur les procédures de mise en service des centrales nucléaires [5]) ;
- d) Les documents contenant les procédures d'autres centrales du même type ou similaires.

L'équipe d'exploitation devrait s'assurer dans tous les cas que les procédures sont cohérentes avec les rapports de sûreté, les LCE et toutes les autres obligations réglementaires, ainsi qu'avec la politique de l'organisme exploitant telle qu'elle est définie dans le manuel de la centrale.

II.3. L'examen de la première version provisoire des PC, et en particulier les aspects liés à la sûreté (case 2), devrait être effectué par une personne ayant des qualifications au moins égales à celles du rédacteur du document. L'examineur devrait vérifier que la version provisoire précise bien que tous les éléments de la centrale qui sont considérés comme étant des pierres angulaires dans l'analyse de sûreté doivent être disponibles et que l'on doit rester conforme aux performances de la centrale. L'examen devrait également porter sur la présentation et la rédaction du document.

II.4. Des commentaires sur la version provisoire devraient être demandés au personnel d'exploitation et, le cas échéant, au concepteur et au constructeur (cases 3 et 3 a)).

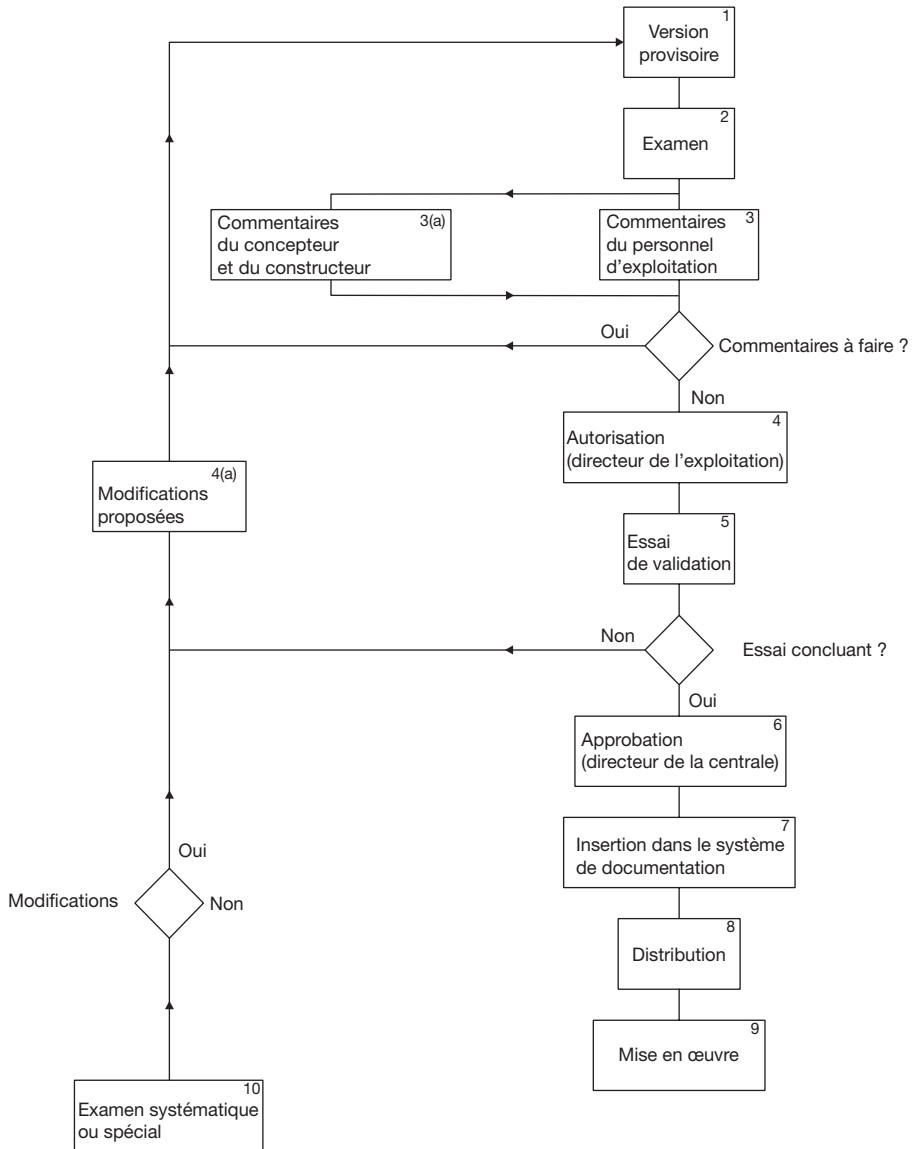


FIG. II.1. Schéma de principe de l'élaboration des procédures de conduite.

II.5. Après autorisation du directeur de l'exploitation (case 4), la procédure devrait être validée en essayant d'abord de l'appliquer lors de la première exploitation réelle de chaque système ou, si nécessaire, lors d'une simulation d'exploitation (case 5). Cette validation devrait être effectuée, chaque fois que possible, par un personnel autre que le personnel en charge de la rédaction et de l'examen. Dans les cas où seule une exploitation simulée a été effectuée, la procédure devrait finalement être validée à l'aide d'une exploitation réelle du système aussi rapidement que possible.

II.6. Si les tests de validation sont satisfaisants, la version provisoire devrait être envoyée au directeur de la centrale accompagnée d'une demande d'approbation et de publication. Si la version provisoire n'est pas satisfaisante, elle devrait être renvoyée au rédacteur avec les modifications proposées (case 4 a)).

II.7. Les procédures devraient être approuvées et publiées après confirmation qu'aucune autre modification n'est considérée comme nécessaire (case 6). Les procédures devraient être ensuite entrées dans le système de documentation, incorporées dans le manuel de la centrale et traitées conformément aux principes d'assurance de la qualité (case 7).

II.8. Toutes les procédures qui ont été approuvées devraient être diffusées conformément aux procédures administratives écrites et mises à la disposition des utilisateurs dans la salle de commande (cases 8 et 9).

II.9. Des examens devraient être effectués à intervalles définis (habituellement un ou deux ans) ou chaque fois que cela est nécessaire à la lumière de l'expérience d'exploitation (case 10).

II.10. Toute modification apportée aux procédures à la suite des examens susmentionnés devrait être faite en respectant un mécanisme identique à celui utilisé pour le document initial.

La présente publication a été remplacée par la publication suivante : SSG-70.

BLANK

RÉFÉRENCES

- [1] AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE, Sûreté des centrales nucléaires : Exploitation, collection Normes de sûreté n° NS-R-2, AIEA, Vienne (2004).
- [2] AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE, La maintenance des centrales nucléaires, collection Sécurité n° 50-SG-O7 (Rev. 1), AIEA, Vienne (1992).
- [3] AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE, Surveillance des constituants importants pour la sûreté dans les centrales nucléaires, collection Sécurité n° 50-SG-O8, AIEA, Vienne (1983).
- [4] AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE, La sûreté des installations nucléaires, collection Sécurité n° 110, AIEA, Vienne (1993).
- [5] AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE, Procédures des essais de mise en service des centrales nucléaires, collection Sécurité n° 50-SG-O4, AIEA, Vienne (1981).
- [6] AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE, L'assurance de la qualité pour la sûreté des centrales nucléaires et autres installations nucléaires, collection Sécurité n° 50-C/SG-Q, AIEA, Vienne (1999).
- [7] AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE, Déclassement des centrales nucléaires et des réacteurs de recherche, collection Normes de sûreté n° WS-G-2.1, AIEA, Vienne (*à paraître*).

La présente publication a été remplacée par la publication suivante : SSG-70.

BLANK

Annexe

EXEMPLE SERVANT À EXPLIQUER CERTAINS DES TERMES UTILISÉS

INTRODUCTION

A-1. La figure A-1 explique et illustre l'interdépendance entre une limite de sûreté, une valeur de réglage d'un seuil de protection et une limite d'exploitation.

A-2. Pour plus de clarté, l'exemple donné dans la figure A-1 n'illustre que le cas où le paramètre essentiel concerné est la température de la gaine du combustible.

A-3. On suppose dans le contexte de la figure A-1 qu'une corrélation a été établie dans le rapport de sûreté entre un paramètre surveillé (la température du caloporteur, dans le cas présent) et la température maximale de la gaine du combustible, pour laquelle une limite de sûreté a été définie. L'analyse de sûreté montrerait que le déclenchement du système de sûreté qui se produit lorsque la température surveillée du caloporteur atteint la valeur de réglage du seuil de protection devrait empêcher la température de la gaine du combustible d'atteindre la limite de sûreté définie au-dessus de laquelle des rejets importants de matières radioactives depuis le combustible peuvent se produire.

PLAGE DE FONCTIONNEMENT STABILISÉ

A-4. Le paramètre surveillé devrait être maintenu dans la plage correspondant au régime stabilisé par le système de contrôle-commande ou par l'opérateur conformément aux PC.

DÉPASSEMENT DU SEUIL DE RÉGLAGE DE L'ALARME (COURBE N° 1)

A-5. Les paramètres peuvent dépasser la plage correspondant au régime stabilisé à la suite de modifications de la charge ou d'un déséquilibre du

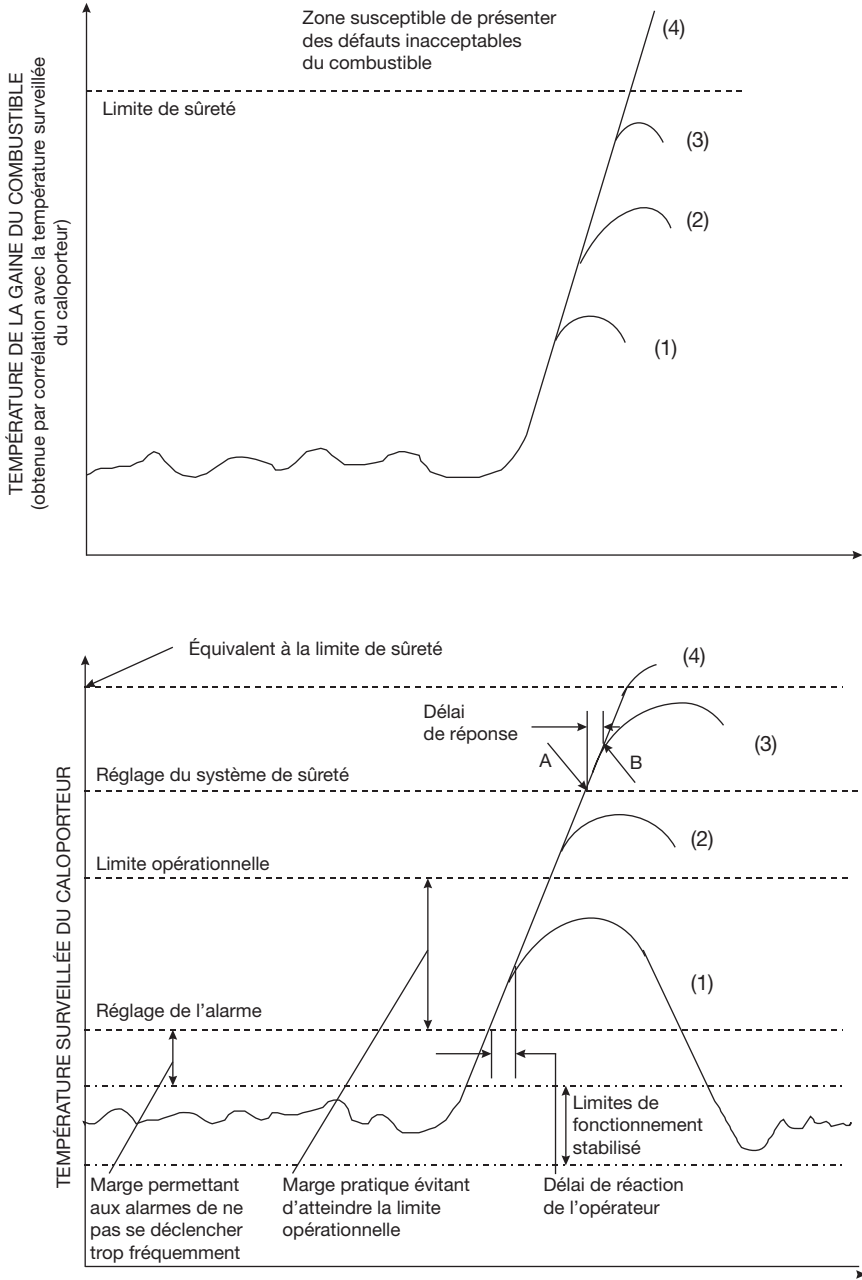


FIG. A-1. Interdépendance entre une limite de sûreté, une valeur de réglage du seuil de protection et une limite d'exploitation.

système de contrôle-commande, par exemple. Si l'élévation de température atteint un seuil d'alarme, l'opérateur sera alerté et mettra en œuvre une action pour suppléer un système automatique en ramenant la température aux valeurs stabilisées sans laisser la température atteindre la limite d'exploitation en exploitation normale. Le délai de réaction de l'opérateur devrait être pris en considération.

DÉPASSEMENT DE LA LIMITE D'EXPLOITATION (COURBE N° 2)

A-6. Les limites pour l'exploitation normale peuvent être définies à n'importe quel niveau entre les limites de fonctionnement stabilisé et les valeurs de réglage des seuils de protection, sur la base des résultats de l'analyse de sûreté. Il est normal d'avoir une marge entre les seuils d'alarme et les limites d'exploitation afin de tenir compte des fluctuations courantes se produisant lors de l'exploitation normale. Il peut également exister une marge entre la limite d'exploitation et la valeur de réglage des seuils de protection pour permettre à l'opérateur de mettre en œuvre une action pour contrôler un transitoire sans avoir à activer le système de sûreté. Si la limite d'exploitation est atteinte et si l'opérateur est capable de mettre en œuvre une action corrective pour éviter que la valeur de réglage du seuil de protection soit atteinte, le transitoire aura la même forme que la courbe 2.

DÉPASSEMENT DE LA VALEUR DE RÉGLAGE DU SEUIL DE PROTECTION (COURBE N° 3)

A-7. Dans le cas d'un dysfonctionnement du système de contrôle ou d'une erreur de l'opérateur ou pour d'autres raisons, le paramètre surveillé peut atteindre la valeur de réglage du seuil de protection au point A et déclencher ainsi le système de sûreté. Cette action corrective ne devient effective qu'au point B à cause des retards inhérents à l'instrumentation et aux équipements du système de sûreté. Le temps de réponse devrait être suffisant pour empêcher que la limite de sûreté soit atteinte, bien qu'un endommagement local du combustible ne puisse être exclu.

DÉPASSEMENT DE LA LIMITE DE SÛRETÉ (COURBE N° 4)

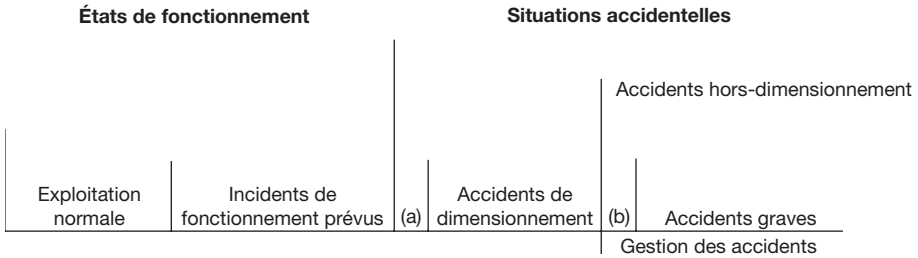
A-8. Dans le cas d'une défaillance plus grave que celles pour lesquelles la centrale a été conçue ou d'une ou de plusieurs défaillances d'un système de

La présente publication a été remplacée par la publication suivante : SSG-70.

sûreté, il se pourrait que la température de la gaine dépasse la valeur de la limite de sûreté et de ce fait des rejets importants de matières radioactives pourraient se produire. Des systèmes de sûreté supplémentaires peuvent être déclenchés par d'autres paramètres pour mettre en route d'autres fonctions de sûreté de sauvegarde afin de limiter les conséquences et des mesures de gestion d'accident peuvent être mises en œuvre.

GLOSSAIRE

États de la centrale



- a : Situations accidentelles qui, sans être explicitement considérées comme accidents de dimensionnement, sont englobées par ces derniers.
- b : Accidents hors dimensionnement sans dégradation significative du cœur.

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

Accident grave. Situation accidentelle plus grave qu'un accident de dimensionnement qui donne lieu à une dégradation importante du cœur.

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

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

Gestion des accidents. La gestion des accidents consiste à prendre un ensemble de mesures pendant le déroulement d'un accident hors dimensionnement :

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

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

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

Limites de sûreté. Limites imposées aux paramètres d'exploitation à l'intérieur desquelles d'exploitation une centrale nucléaire s'est révélée sûre.

Limites et conditions d'exploitation. Ensemble de règles qui fixent les limites des paramètres, les possibilités fonctionnelles et les niveaux de performance du matériel et du personnel, et qui sont approuvées par l'organisme de réglementation pour l'exploitation d'une centrale nucléaire dans des conditions de sûreté.

Organisme exploitant/exploitant. Organisme demandant une autorisation ou autorisé à exploiter une centrale nucléaire et qui est chargé de sa sûreté.

Système de sûreté. Système important pour la sûreté, mis en place pour garantir un arrêt sûr du réacteur ou l'évacuation de la chaleur résiduelle du cœur du réacteur ou pour limiter les conséquences des incidents de fonctionnement prévus et des accidents de dimensionnement.

Valeurs de réglage des seuils de protection. Niveaux auxquels les dispositifs de protection sont automatiquement déclenchés dans le cas d'incidents de fonctionnement prévus ou de situations accidentelles afin d'éviter le dépassement des limites de sûreté.

La présente publication a été remplacée par la publication suivante : SSG-70.

PERSONNES AYANT COLLABORÉ À LA RÉDACTION ET À L'EXAMEN

Brandejs, P.	Autorité tchèque de sûreté nucléaire (République tchèque)
Lange, D.	Agence internationale de l'énergie atomique
McIntyre, P.	Centrale de Berkeley (Royaume-Uni)
Straub, G.	TUV Energie und Systemtechnik GmbH (Allemagne)
Taylor, R.	Agence internationale de l'énergie atomique
Vaišnys, P.	Agence internationale de l'énergie atomique

La présente publication a été remplacée par la publication suivante : SSG-70.

BLANK

ORGANES CONSULTATIFS D'APPROBATION DES NORMES DE SÛRETÉ

Comité consultatif pour les normes de sûreté nucléaire

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

Commission consultative sur les normes de sûreté

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

La présente publication a été remplacée par la publication suivante : SSG-70.

AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE
VIENNE
ISBN 92-0-207205-1
ISSN 1020-5829