

La présente publication a été remplacée par le n° GSR Part 4 (Rev. 1) et le n° SSG-2.

COLLECTION NORMES DE SÛRETÉ DE L'AIEA

Évaluation et vérification
de la sûreté des
centrales nucléaires

GUIDE DE SÛRETÉ

N° NS-G-1.2



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 le n° GSR Part 4 (Rev. 1) et le n° SSG-2.

ÉVALUATION ET VÉRIFICATION
DE LA SÛRETÉ DES
CENTRALES NUCLÉAIRES

La présente publication a été remplacée par le n° GSR Part 4 (Rev. 1) et le n° SSG-2.

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	DÉMOCRATIQUE
BÉLARUS	ITALIE	DU CONGO
BELGIQUE	JAMAHIRIYA ARABE	RÉPUBLIQUE DE MOLDOVA
BÉNIN	LIBYENNE	RÉPUBLIQUE DOMINICAINE
BOLIVIE	JAMAÏQUE	RÉPUBLIQUE TCHÈQUE
BOSNIE-HERZÉGOVINE	JAPON	RÉPUBLIQUE-UNIE DE
BOTSWANA	JORDANIE	TANZANIE
BRÉSIL	KAZAKHSTAN	ROUMANIE
BULGARIE	KENYA	ROYAUME-UNI
BURKINA FASO	KIRGHIZISTAN	DE GRANDE-BRETAGNE
CAMEROUN	KOWEÏT	ET D'IRLANDE DU NORD
CANADA	LETTONIE	SAINT-SIÈGE
CHILI	L'EX-RÉPUBLIQUE YOUNGO-	SÉNÉGAL
CHINE	SLAVE DE MACÉDOINE	SERBIE ET MONTÉNÉGRE
CHYPRE	LIBAN	SEYCHELLES
COLOMBIE	LIBÉRIA	SIERRA LEONE
CORÉE, RÉPUBLIQUE DE	LIECHTENSTEIN	SINGAPOUR
COSTA RICA	LITUANIE	SLOVAQUIE
CÔTE D'IVOIRE	LUXEMBOURG	SLOVÉNIE
CROATIE	MADAGASCAR	SOUDAN
CUBA	MALAISIE	SRI LANKA
DANEMARK	MALI	SUÈDE
ÉGYPTE	MALTE	SUISSE
EL SALVADOR	MAROC	TADJIKISTAN
ÉMIRATS ARABES UNIS	MAURICE	THAÏLANDE
ÉQUATEUR	MAURITANIE	TUNISIE
ÉRYTHRÉE	MEXIQUE	TURQUIE
ESPAGNE	MONACO	UKRAINE
ESTONIE	MONGOLIE	URUGUAY
ÉTATS-UNIS	MYANMAR	VENEZUELA
D'AMÉRIQUE	NAMIBIE	VIETNAM
ÉTHIOPIE	NICARAGUA	YÉMEN
FÉDÉRATION DE RUSSIE	NIGER	ZAMBIE
FINLANDE	NIGERIA	ZIMBABWE
FRANCE	NORVÈGE	
GABON	NOUVELLE-ZÉLANDE	
GÉORGIE	OUGANDA	
GHANA	OUZBÉKISTAN	

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

La présente publication a été remplacée par le n° GSR Part 4 (Rev. 1) et le n° SSG-2.

COLLECTION
NORMES DE SÛRETÉ DE L'AIEA No. NS-G-1.2

ÉVALUATION ET VÉRIFICATION DE LA SÛRETÉ DES CENTRALES NUCLÉAIRES

GUIDE DE SÛRETÉ

AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE
VIENNE, 2005

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
Septembre 2005
STI/PUB/1112

ÉVALUATION ET VÉRIFICATION
DE LA SÛRETÉ DES
CENTRALES NUCLÉAIRES
AIEA, VIENNE, 2005
ISBN 92-0-206705-8
ISSN 1020-5829

AVANT-PROPOS

par Mohamed ElBaradei
Directeur général

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

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

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

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

L'AIEA prend très au sérieux le défi permanent consistant pour les utilisateurs et les spécialistes de la réglementation à faire en sorte que la sûreté

La présente publication a été remplacée par le n° GSR Part 4 (Rev. 1) et le n° SSG-2.

d'utilisation des matières nucléaires et des sources de rayonnements soit maintenue à un niveau élevé dans le monde entier. La poursuite de leur utilisation pour le bien de l'humanité doit être gérée de manière sûre, et les normes de sûreté de l'AIEA sont conçues pour faciliter la réalisation de cet objectif.

NORMES DE SÛRETÉ DE L'AIEA

DES NORMES INTERNATIONALES POUR LA SÛRETÉ

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

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

LES NORMES DE L'AIEA

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

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

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

Fondements de sûreté

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

Prescriptions de sûreté

- Elles établissent les prescriptions qui doivent être respectées pour assurer la protection des personnes et de l'environnement, actuellement et à l'avenir. Les prescriptions, énoncées au présent de l'indicatif, sont régies par les objectifs, les notions et les principes présentés dans les fondements de sûreté. S'il n'y est pas satisfait, des mesures doivent être

prises pour atteindre ou rétablir le niveau de sûreté requis. Elles sont rédigées dans un style qui permet de les intégrer directement aux lois et règlements nationaux.

Guides de sûreté

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

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

PRINCIPAUX UTILISATEURS DES NORMES

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

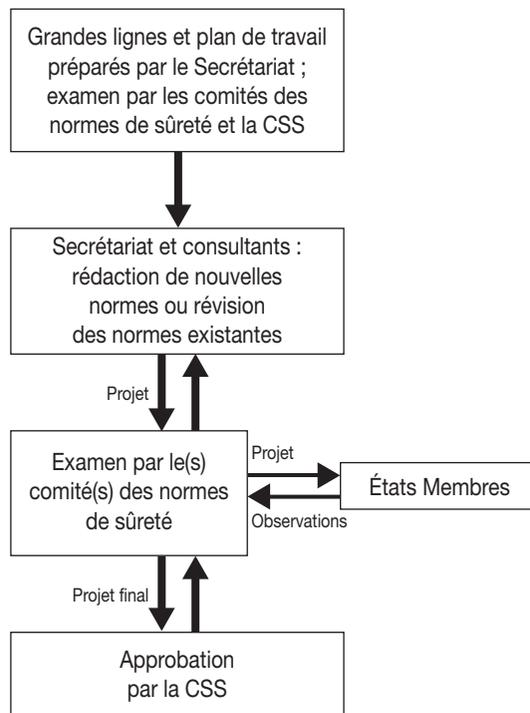
PROCESSUS D'ÉLABORATION DES NORMES

La préparation et l'examen des normes de sûreté sont l'œuvre commune du Secrétariat de l'AIEA, de quatre comités – le Comité des normes de sûreté

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

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

Grâce à ce processus, les normes représentent des points de vue consensuels des États Membres de l'AIEA. Les conclusions du Comité scientifique des Nations Unies pour l'étude des effets des rayonnements ionisants (UNSCEAR) et les recommandations d'organismes internationaux



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

spécialisés, notamment de la Commission internationale de protection radiologique (CIPR), sont prises en compte lors de l'élaboration des normes. Certaines normes sont élaborées en collaboration avec d'autres organismes des Nations Unies ou d'autres organisations spécialisées, dont l'Agence de l'OCDE pour l'énergie nucléaire, l'Organisation des Nations Unies pour l'alimentation et l'agriculture, l'Organisation internationale du Travail, l'Organisation mondiale de la santé et l'Organisation panaméricaine de la santé.

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

APPLICATION ET PORTÉE DES NORMES

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

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

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

INTERPRÉTATION DU TEXTE

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

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

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

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

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

La présente publication a été remplacée par le n° GSR Part 4 (Rev. 1) et le n° SSG-2.

TABLE DES MATIÈRES

1.	INTRODUCTION	1
	Généralités (1.1–1.2)	1
	Objectif (1.3–1.5)	1
	Champ d’application (1.6–1.8)	2
	Structure (1.9).....	2
2.	ÉVALUATION DE LA SÛRETÉ, ANALYSE DE LA SÛRETÉ ET VÉRIFICATION INDÉPENDANTE	3
	Évaluation de la sûreté et analyse de la sûreté (2.1–2.7).....	3
	Vérification indépendante (2.8–2.12)	4
	Relation entre la conception, l’évaluation de la sûreté et la vérification indépendante (2.13–2.19).....	5
3.	ASPECTS TECHNIQUES IMPORTANTS POUR LA SÛRETÉ	7
	Généralités (3.1).....	7
	Pratiques techniques éprouvées et expérience d’exploitation (3.2–3.6).....	8
	Caractéristiques de conception innovantes (3.7–3.9).....	9
	Mise en œuvre de la défense en profondeur (3.10–3.16).....	9
	Radioprotection (3.17–3.25).....	11
	Classification aux fins de la sûreté des structures, systèmes et composants (3.26–3.31).....	13
	Protection contre les agressions externes (3.32–3.49)	15
	Protection contre les agressions internes (3.50–3.56)	19
	Conformité aux codes, normes et guides applicables (3.57–3.58) ...	21
	Charges et combinaison de charges (3.59–3.62)	21
	Sélection des matériaux (3.63–3.72).....	22
	Évaluation de la défaillance unique et redondance/indépendance (3.73–3.80).....	24
	Diversité (3.81–3.85)	26
	Essais en service, maintenance, réparation, inspections et surveillance des éléments importants pour la sûreté (3.86–3.90) ..	27
	Qualification des équipements (3.91–3.96)	28
	Mécanismes de vieillissement et d’usure (3.97–3.101).....	30

Interface homme-machine et application de l'ingénierie du facteur humain (3.102-3.116)	32
Interaction entre systèmes (3.117-3.121)	35
Utilisation de codes de calculs pour le processus de conception (3.122-3.123).....	36
4. ANALYSE DE LA SÛRETÉ	36
Recommandations générales (4.1-4.32)	36
Événements initiateurs postulés (4.33-4.49).....	42
Analyse déterministe de la sûreté (4.50-4.122)	46
Étude probabiliste de sûreté (4.123-4.231).....	64
Études de sensibilité et analyse d'incertitude (4.232-4.235)	89
Évaluation des codes de calcul utilisés (4.236-4.244)	89
5. VÉRIFICATION INDÉPENDANTE (5.1-5.10)	92
RÉFÉRENCES	95
PERSONNES AYANT COLLABORÉ À LA RÉDACTION ET À L'EXAMEN.....	96
ORGANES D'APPROBATION DES NORMES DE SÛRETÉ.....	97

1. INTRODUCTION

GÉNÉRALITÉS

1.1. La présente publication complète les prescriptions de sûreté énoncées dans le document « Sûreté des centrales nucléaires : Conception » [1].

1.2. Le présent guide a été établi sur la base d'un examen systématique de toutes les publications pertinentes y compris les fondements de sûreté [2], la prescription de sûreté intitulée « Sûreté des centrales nucléaires : Conception » [1], les révisions actuelles et en cours des autres guides de sûreté, les rapports de l'INSAG [3, 4] et d'autres publications concernant la sûreté des centrales nucléaires. Il fournit également des recommandations, aux parties à la Convention sur la sûreté nucléaire sur la façon de remplir leurs engagements conformément à l'article 14 sur l'évaluation et la vérification de la sûreté.

OBJECTIF

1.3. La prescription de sûreté intitulée « Sûreté des centrales nucléaires : Conception » [1] précise qu'une évaluation complète de la sûreté et une vérification indépendante de l'évaluation de la sûreté doivent être effectuées avant de soumettre le projet à l'organisme de réglementation (voir paragraphes 3.10-3.13). Le présent guide donne également des recommandations sur la manière de satisfaire à cette exigence.

1.4. Le présent guide formule à l'intention des concepteurs des recommandations relatives à la réalisation d'une évaluation de la sûreté au cours du processus de conception initial et lors de modifications de conception, et indique à l'exploitant comment procéder à une vérification indépendante de l'évaluation de la sûreté de nouvelles centrales nucléaires dont la conception est nouvelle ou non. Les recommandations relatives à la réalisation d'une évaluation de la sûreté peuvent également servir de guide pour le réexamen de la sûreté d'une centrale existante. L'examen des centrales existantes par rapport aux normes et pratiques actuelles a pour objectif de déterminer s'il existe des écarts pouvant avoir éventuellement un impact sur la sûreté de la centrale. Les méthodes et recommandations du présent guide peuvent également être utilisées par les organismes de tutelle pour procéder aux évaluations et examens réglementaires. Bien que la plupart des recommandations soient générales et applicables à tous les types de réacteurs

nucléaires, certains exemples et recommandations spécifiques concernent principalement les réacteurs refroidis par eau.

1.5. Les expressions ‘évaluation de la sûreté’, ‘analyse de la sûreté’ et ‘vérification indépendante’ ont une signification différente selon les pays. L’utilisation de ces expressions dans le présent guide est expliquée au chapitre 2. Le terme ‘conception’ tel qu’il est utilisé ici inclut les spécifications relatives à la sûreté d’exploitation et à la gestion de la centrale.

CHAMP D’APPLICATION

1.6. Le présent guide identifie les recommandations essentielles pour procéder à l’évaluation de la sûreté et à la vérification indépendante. Il donne des recommandations détaillées venant étayer la réf. [1], en particulier dans le domaine de l’analyse de la sûreté. Toutefois, il n’inclut pas tous les détails techniques disponibles et renvoie à d’autres publications de l’AIEA traitant de problèmes de conception et de méthodes d’analyse de la sûreté spécifiques.

1.7. Les objectifs de sûreté déterministes ou probabilistes ou les limites radiologiques spécifiques peuvent varier d’un pays à l’autre et il incombe aux organismes de tutelle de les fixer. Le présent guide -fournit des références sur les objectifs et les limites établis par les organisations internationales. Les exploitants, et parfois les concepteurs, peuvent également définir leurs propres objectifs de sûreté qui sont quelquefois plus contraignants que ceux définis par les organismes de tutelle ou peuvent concerner d’autres aspects de la sûreté. Dans certains pays, les exploitants sont censés le faire dans le cadre de leur ‘appropriation’ de la démonstration de sûreté.

1.8. Le présent guide ne comporte pas les recommandations spécifiques relatives à l’évaluation de la sûreté de centrales pour lesquels des guides de sûreté spécifiques existent déjà.

STRUCTURE

1.9. Le chapitre 2 définit les expressions ‘évaluation de la sûreté’, ‘analyse de la sûreté’ et ‘vérification indépendante’ et donne un aperçu de leur relation. Le chapitre 3 donne les recommandations essentielles pour l’évaluation de la sûreté en ce qui concerne les exigences principales et celles relatives à la conception de la centrale. Le chapitre 4 donne les recommandations

essentielles pour l'analyse de la sûreté. Il décrit comment identifier les événements initiateurs postulés (EIP), utilisés tout au long de l'évaluation de la sûreté qui inclut l'analyse de la sûreté, l'analyse déterministe des transitoires, l'analyse des accidents graves et l'étude probabiliste de la sûreté. Le chapitre 5 donne les recommandations essentielles concernant la vérification indépendante de la sûreté de la centrale.

2. ÉVALUATION DE LA SÛRETÉ, ANALYSE DE LA SÛRETÉ ET VÉRIFICATION INDÉPENDANTE

ÉVALUATION DE LA SÛRETÉ ET ANALYSE DE LA SÛRETÉ

2.1. L'évaluation de la sûreté est le processus systématique mis en œuvre tout au long de la conception pour s'assurer que toutes les exigences de sûreté pertinentes sont respectées par la conception proposée (ou réelle) de la centrale. Cette évaluation devrait également inclure les exigences imposées par l'exploitant et les autorités de tutelle. L'évaluation de la sûreté inclut mais dépasse l'analyse formelle de la sûreté (voir chapitre 4). La conception et l'évaluation de la sûreté font partie du même processus itératif conduit par le concepteur de la centrale qui se poursuit jusqu'à ce qu'une solution de conception satisfaisant à toutes les exigences de sûreté, y compris éventuellement celles établies au cours de la conception, ait été trouvée.

2.2. L'objet de l'évaluation de la sûreté est de vérifier que la conception satisfait aux prescriptions relatives à la gestion de la sûreté, aux prescriptions techniques principales, et aux prescriptions concernant la conception de la centrale et de ses systèmes énoncées dans les chapitres 3–6 de la publication «Sûreté des centrales nucléaires : Conception» [1] et qu'une analyse complète de la sûreté a été effectuée.

2.3. Les prescriptions relatives à la gestion de la sûreté (chapitre 3 de la réf. [1]) concernent les questions liées aux méthodes d'ingénierie éprouvées, au retour d'expérience d'exploitation et à la recherche dans le domaine de la sûreté.

2.4. Les prescriptions techniques principales (chapitre 4 de la réf. [1]) incluent celles qui garantissent que les dispositions relatives à la défense en profondeur

sont suffisantes et que la plus grande attention a été apportée à la prévention des accidents et à la protection radiologique.

2.5. Les prescriptions relatives à la conception de la centrale (chapitre 5 de la réf. [1]) traitent des sujets tels que la qualification des équipements, le vieillissement, et la fiabilité des systèmes de sûreté au travers de la redondance, la diversité et la séparation physique.

2.6. Les prescriptions relatives à la conception des systèmes de la centrale (chapitre 6 de la réf. [1]) abordent les problèmes relatifs à la conception du cœur, du système de refroidissement du réacteur et des systèmes de sûreté tels que les systèmes de confinement et ceux permettant le refroidissement d'urgence du cœur.

2.7. En ce qui concerne l'analyse de la sûreté, le paragraphe 5.69 de la réf. [1] précise : « Il faut procéder à une analyse de sûreté de la conception de la centrale en appliquant à la fois des méthodes déterministes et des méthodes probabilistes. À partir de cette analyse, il faut établir et confirmer la base de conception des constituants importants pour la sûreté. Il faut aussi démontrer que la centrale telle que conçue est capable de satisfaire à l'une quelconque des limites prescrites pour les rejets radioactifs et des limites acceptables concernant les doses potentielles de rayonnements pour chaque catégorie d'état de la centrale, et qu'une défense en profondeur a été assurée. » Le champ d'application et les objectifs des analyses déterministes et probabilistes de sûreté sont indiqués dans les paragraphes 4.17–4.22 ci-dessous.

VÉRIFICATION INDÉPENDANTE

2.8. Le paragraphe 3.13 de la réf. [1] précise que « L'organisme exploitant doit veiller à ce qu'une vérification indépendante de l'évaluation de la sûreté soit effectuée par des personnes ou des groupes distincts de ceux qui sont chargés de la conception, avant que le projet ne soit soumis à l'organisme de réglementation».

2.9. La vérification indépendante devrait être effectuée sous la responsabilité de l'exploitant par une équipe d'experts qui sont, dans toute la mesure possible, indépendants des concepteurs et de ceux qui effectuent l'évaluation de la sûreté. Les personnels sont considérés comme indépendant s'il n'ont participé à aucune des étapes de la conception et de l'évaluation de la sûreté. Cette

vérification indépendante s'ajoute aux examens d'assurance de la qualité (AQ) effectués par le concepteur.

2.10. Alors que l'évaluation de la sûreté est une étude exhaustive effectuée par les concepteurs tout au long de la conception pour prendre en compte les exigences de sûreté pertinentes, la vérification indépendante devrait être effectuée par ou pour le compte de l'exploitant et peut se limiter à la conception telle qu'elle est soumise à l'organisme de réglementation pour approbation.

2.11. En raison de la complexité des problèmes de conception et d'évaluation de la sûreté qui doivent être traités lors de la vérification indépendante, celle-ci devrait être généralement effectuée en parallèle avec le processus de conception plutôt qu'à la fin.

2.12. Un examen indépendant distinct devrait être effectué par les responsables de la réglementation afin de vérifier que la conception satisfait à leurs exigences.

RELATION ENTRE LA CONCEPTION, L'ÉVALUATION DE LA SÛRETÉ ET LA VÉRIFICATION INDÉPENDANTE

2.13. La figure 1 montre la relation entre l'évaluation de la sûreté, la vérification indépendante, l'analyse de la sûreté et les autres activités menées au cours de la conception d'une centrale nucléaire. Cette figure montre également comment le présent guide de sûreté est relié aux autres publications de l'AIEA en rapport avec la conception.

2.14. Tout au long de la conception, de l'ébauche au projet définitif, le concepteur doit prendre en compte toutes les prescriptions de sûreté et celles définies par l'exploitant et l'organisme de réglementation. Pour des programmes nucléaires en développement et l'introduction de nouveaux modèles, les prescriptions relatives à la conception peuvent être révisées ou clarifiées en cours de projet. Dans le cas de modèles d'un type inédit, des prescriptions détaillées peuvent être élaborées en cours de conception.

2.15. Tout au long de la conception, l'évaluation de la sûreté et la vérification indépendante sont effectuées par différents groupes ou organisations. Toutefois, elles font partie intégrante d'un processus itératif et ont toutes deux

Safety of Nuclear Power Plants : Design NS-R-1 [1]	Sûreté des centrales nucléaires : Conception NS-R-1 [1]
SAFETY REQUIREMENTS	PRESCRIPTIONS DE SÛRETÉ
OTHER REQUIREMENTS	AUTRES PRESCRIPTIONS
Safety Guides for the design of plan systems	Guides de sûreté sur la conception des systèmes de centrales
GENERAL ASPECTS (e.g. fire, radiation protection) SPECIFIC SYSTEMS (e.g. I&C, containment)	ASPECTS GÉNÉRAUX (p.ex. incendie, radioprotection) SYSTÈMES PARTICULIERS (p.ex. contrôle-commande, confinement)
QA review	Examen AQ
SAFETY ASSESSMENT - Safety analysis (Det. and Prob.) - Assessment of engineering aspects important to safety - Previous operating experience - Equipment qualification	ÉVALUATION DE LA SÛRETÉ - Analyse de la sûreté (dét. et prob.) - Évaluation des aspects technique importants pour la sûreté - Expérience d'exploitation antérieure - Homologation du matériel
QA review	Examen AQ
Safety Guide for safety assessment and verification	Guide de sûreté sur l'évaluation et la vérification de la sûreté
Independent verification by the operating organization	Vérification indépendante par l'organisme exploitant
Safety Guides for QA	Guides de sûreté sur l'AQ
Review and assessment by the regulatory body	Examen et évaluation par l'organisme de réglementation
QA review	Examen AQ
CONSTRUCTION	CONSTRUCTION
Verification of as-built plant	Vérification de la centrale telle que construite

FIG. 1. Domaines couverts par les normes de sûreté de l'AIEA relatives à la conception des centrales nucléaires [1] (Dét. : déterministe; Prob. : probabiliste).

comme but principal de garantir que la centrale satisfait aux exigences de sûreté. C'est pourquoi ces deux sujets sont traités dans le même guide de sûreté. Dans certains cas, l'organisme de réglementation participe également à la phase de conception.

2.16. À différents stades du projet (par exemple, avant le début de la construction ou de l'exploitation à pleine puissance), l'état de la conception sera figé et un rapport d'analyse de la sûreté décrivant la conception et

l'évaluation de la sûreté qui aura été effectuée sera établi. Il servira de base à l'examen et à l'évaluation effectués par l'organisme de réglementation.

2.17. La vérification indépendante est plus efficace si elle est effectuée en parallèle avec la conception et l'évaluation de la sûreté, car le fait de discuter et d'explicitier les problèmes de sûreté assez tôt accélère et facilite leur résolution. Toute recommandation visant à améliorer la conception ou l'évaluation de la sûreté est plus facilement mise en œuvre lorsque le travail de conception est encore en cours. Par contre, un lien trop étroit met en cause l'indépendance de la vérification, et un juste milieu devrait être trouvé entre efficacité et indépendance.

2.18. Les décisions majeures à prendre au cours de la conception peuvent nécessiter de la part de l'exploitant, l'organisation d'examen indépendants, limités au champ d'application de la décision à prendre et pouvant traiter de la conformité aux exigences de sûreté applicables à la question à trancher.

2.19. Le travail de conception devrait être effectué conformément à un programme d'AQ qui comporte des analyses indépendantes de tous les documents de conception. Le processus général d'AQ est abordé dans le guide de sûreté SG-Q-10 [5].

3. ASPECTS TECHNIQUES IMPORTANTS POUR LA SÛRETÉ

GÉNÉRALITÉS

3.1. Le présent chapitre comporte des recommandations et des considérations importantes pour l'évaluation de la conformité de la conception aux prescriptions formulées aux chapitres 3-5 de la réf. [1]. Ces prescriptions couvrent les aspects techniques généraux importants pour la sûreté et s'appliquent à tous les systèmes de la centrale nucléaire. Bien que l'évaluation de la bonne mise en œuvre des prescriptions relatives à ces aspects puisse ne pas être explicitement traitée dans l'analyse de la sûreté, elle constitue une partie pertinente de l'évaluation de la sûreté. Pour certains de ces aspects, aucun critère d'acceptation bien défini n'est disponible et, de ce fait, l'évaluation de la conformité aux prescriptions relatives à la sûreté est largement basée sur une bonne appréciation technique.

PRATIQUES TECHNIQUES ÉPROUVÉES ET EXPÉRIENCE D'EXPLOITATION

3.2. Pour les réacteurs de type évolutionnaire, la conception devrait se baser, dans toute la mesure possible, sur des structures, systèmes et composants (SSC) ayant fait leurs preuves auparavant dans des centrales en exploitation, ou au moins tenir compte de l'expérience d'exploitation pertinente acquise dans d'autres installations.

3.3. L'expérience d'exploitation devrait être prise en compte pour l'évaluation de la sûreté afin de garantir que toutes les leçons utiles précédemment tirées dans le domaine de la sûreté ont bien été intégrées dans la conception. Le retour d'expérience d'exploitation devrait être une source d'information fondamentale pour améliorer la défense en profondeur de la centrale.

3.4. L'utilisation de l'expérience d'exploitation pour la conception et l'évaluation de la sûreté devrait tirer pleinement parti de la grande quantité de données d'exploitation qui sont, pour l'essentiel, à la disposition de toutes les organisations et personnes intéressées. Les données concernant l'expérience d'exploitation devraient être tirées : i) de la banque nationale de données ; ii) des rapports d'incidents émanant de l'Association mondiale des exploitants nucléaires (WANO) et de l'Agence de l'OCDE pour l'énergie nucléaire (AEN) ; et iii) des rapports des missions ASSET (Équipe d'analyse des événements importants pour la sûreté) de l'AIEA.

3.5. L'extrapolation d'un événement réel à ce qui aurait pu arriver dans une centrale si des dysfonctionnements supplémentaires s'étaient produits (en comparaison avec les dysfonctionnements avérés) s'est révélée être un outil très utile pour la conception.

3.6. Les résultats des programmes de recherche généraux sur la sûreté peuvent également fournir une aide précieuse aux concepteurs et aux vérificateurs lors de leurs tâches d'évaluation. Les résultats des recherches sur la sûreté sont généralement communiqués lors de réunions publiques, dans la documentation et dans les bases de données informatiques. Les bases de données de l'AIEA sur les problèmes génériques de sûreté et les documents techniques de l'AIEA (IAEA-TECDOC) sont des exemples de résultats internationaux dans le domaine de la recherche sur la sûreté.

CARACTÉRISTIQUES DE CONCEPTION INNOVANTES

3.7. Sur la base des leçons tirées de l'expérience d'exploitation, de l'analyse de la sûreté et de la recherche sur la sûreté, il est nécessaire de prendre en considération la nécessité et l'utilité d'améliorations de la conception allant au-delà des pratiques établies. Lorsqu'une conception ou une caractéristique de conception innovante ou non éprouvée est retenue, la conformité aux prescriptions de sûreté devrait être prouvée à l'aide d'un programme de démonstration approprié et les caractéristiques devraient être testées de manière adéquate avant leur mise en service.

3.8. Par exemple, les systèmes de sûreté passifs sont indépendants des systèmes d'appui externes, tels que les alimentations électriques, et sont potentiellement plus simples et plus fiables que les systèmes actifs. Toutefois, les performances réelles et la fiabilité des systèmes passifs devraient être démontrées de façon convaincante sur la base de programmes de développement, d'essais et d'analyse appropriés et exhaustifs.

3.9. L'utilisation de systèmes de sûreté et de régulation informatisés est un autre exemple d'application de la technologie moderne. Les systèmes informatisés ont des avantages potentiels comparés aux systèmes classiques, dont une plus grande fonctionnalité, une meilleure capacité de test et une plus grande fiabilité du matériel. Ces avantages peuvent, toutefois, avoir été obtenus au détriment de la simplicité et de la transparence et, de ce fait, une évaluation et des essais complets devraient être effectués pour prouver les performances et la fiabilité globale des systèmes informatisés, y compris les logiciels, dans des conditions aussi proches que possible des conditions réelles d'exploitation. La réf. [6] donne des recommandations complémentaires dans ce domaine.

MISE EN ŒUVRE DE LA DÉFENSE EN PROFONDEUR

3.10. L'objectif de la stratégie de défense en profondeur, tel qu'indiqué au paragraphe 2.10 de la réf. [1] est double : premièrement, éviter que des accidents se produisent, et deuxièmement, si la prévention échoue, détecter et limiter les conséquences potentielles des accidents et prévenir toute évolution vers des situations plus dégradées.

3.11. La défense en profondeur est généralement structurée autour de cinq niveaux. Si un des niveaux présente une défaillance, il est normalement

compensé ou corrigé par le niveau suivant. Les niveaux de défense sont organisés de façon à être indépendants de l'efficacité des niveaux de défense supérieurs ou inférieurs. Les objectifs des niveaux de protection et les principaux moyens de les atteindre sont présentés dans le tableau I. Les mesures concernant les trois premiers niveaux de défense devraient être envisagées au sein du dimensionnement pour assurer le maintien de l'intégrité structurelle du cœur et limiter les risques radiologiques potentiels pour les populations. Par contre, les mesures concernant le quatrième niveau de défense devraient être étudiées au titre du hors-dimensionnement pour que la probabilité de situations très dégradées et les rejets radioactifs associés soient aussi faibles que raisonnablement possible (ALARA) compte tenu des facteurs économiques et sociaux.

TABLEAU I. OBJECTIFS DES NIVEAUX DE PROTECTION ET PRINCIPAUX MOYENS DE LES ATTEINDRE

Niveau	Objectif	Moyen principal
Niveau 1	Prévention des fonctionnements perturbés et des défaillances	Conception prudente et qualité élevée de la construction et de l'exploitation
Niveau 2	Maîtrise des fonctionnements perturbés et détection des défaillances	Systèmes de régulation, limitation et protection et autres fonctions de surveillance
Niveau 3	Maîtrise des accidents de dimensionnement	Systèmes de sûreté et procédures d'urgence
Niveau 4	Maîtrise des situations très dégradées dans la centrale, y compris la prévention de la progression et la limitation des conséquences des accidents graves	Mesures complémentaires et gestion des accidents
Niveau 5	Limitation des conséquences radiologiques des rejets importants de matières radioactives	Mesures d'urgence à l'extérieur du site

3.12. La plus grande priorité devrait être donnée à la prévention des sollicitations pouvant affecter l'intégrité des barrières de confinement, de la défaillance ou du bipasse d'une barrière lorsqu'elle est soumise à des sollicitations importantes, de la défaillance d'une barrière du fait de la défaillance d'une autre barrière, et des rejets importants de matières radioactives.

3.13. La conception devrait être évaluée pour vérifier que des mesures spécifiques sont mises en œuvre pour garantir l'efficacité des niveaux de défense 1 à 4.

3.14. L'évaluation de la mise en œuvre de la défense en profondeur devrait être réalisée par la démonstration de la conformité à un grand nombre d'exigences étayée par une analyse complète de la sûreté. Cette évaluation devrait confirmer que les événements initiateurs possibles sont convenablement pris en compte au niveau de défense voulu en s'assurant que les fonctions de sûreté essentielles sont remplies et que le rejet de matières radioactives est contrôlé.

3.15. Le processus d'évaluation devrait prêter une attention toute particulière aux agressions internes et externes susceptibles d'affecter plus d'une barrière à la fois ou de provoquer des défaillances simultanées des équipements redondants des systèmes de sûreté.

3.16. La conception devrait prévoir des dispositifs permettant de détecter, dans la mesure du possible, la défaillance ou le bipasse de chaque niveau de défense. Les niveaux de défense requis devraient être spécifiés pour chaque mode de fonctionnement (par exemple, un confinement ouvert peut être autorisé pour certains états d'arrêt et les niveaux de défense spécifiés devraient être opérationnels à tout moment lorsque la tranche se trouve dans ces états de fonctionnement).

RADIOPROTECTION

3.17. Des recommandations détaillées sur les aspects de la radioprotection relatifs à la conception sont données dans un guide de sûreté spécifique¹. Le concepteur devrait tenir compte de ces recommandations pour la conception

¹ Collection Sécurité n° 50-SG-D9, Conception de la protection radiologique dans les centrales nucléaires (1987).

de la centrale. L'objet de l'évaluation est de prouver la conformité à l'objectif de protection radiologique tel qu'énoncé dans les Fondements de sûreté. Certains aspects importants de la conception de la radioprotection sont abordés ci-dessous.

3.18. Deux objectifs de conception devraient être pris en considération pour le fonctionnement normal et les incidents de fonctionnement prévus: 1) maintenir les doses de rayonnements en-dessous des limites prescrites et 2) maintenir les doses de rayonnements à un niveau aussi faible que raisonnablement possible. La réalisation du premier objectif devrait être démontrée en comparant la dose équivalente calculée à la limite prescrite dans la législation nationale. Les calculs de conception correspondants devraient être évalués par le concepteur pour garantir l'exactitude des données d'entrée et la validité de la méthodologie utilisée (voir chapitre 4).

3.19. Le deuxième objectif de conception (satisfaire au principe ALARA) implique que toutes les doses devraient être maintenues à un niveau aussi faible que raisonnablement possible, tout en tenant compte des facteurs économiques et sociaux. Le processus d'optimisation de la radioprotection devrait prendre en compte, dans une certaine mesure, la nécessité de pondérer les inconvénients (coûts) et les avantages (sûreté accrue). Dans ce processus d'optimisation, les valeurs d'orientation des expositions aux rayonnements et les mesures de conception connexes pourraient être définies à partir de celles existant dans des centrales similaires ayant un bon bilan d'exploitation. L'évaluation de la sûreté devrait tenir compte de l'expérience d'exploitation et envisager des dispositions ou des améliorations supplémentaires de la conception permettant de réduire encore plus l'exposition aux rayonnements des travailleurs et des populations. Ces mesures pourraient être soit directes (amélioration des blindages de protection) soit indirectes (réduction du temps de maintenance des équipements).

3.20. Les expositions aux rayonnements devraient être maintenues à un bas niveau grâce à des pratiques telles que la réduction des défauts des gaines du combustible, l'utilisation de matériaux résistant à la corrosion, la réduction de la formation par activation et corrosion d'isotopes à longue période, un niveau extrêmement bas de fuite du caloporteur primaire, la limitation de la maintenance dans les zones à niveau de rayonnement élevé et l'utilisation de matériel de télémanipulation et de robots.

3.21. Des dispositions comme un espace suffisant pour l'inspection et la maintenance, des blindages adéquats pour la radioprotection et une

implantation correcte des équipements de la centrale devraient être systématiquement évaluées au cours de la conception.

3.22. Le concepteur de la centrale et le responsable de l'évaluation de la sûreté devraient également prendre en compte les doses opérationnelles pendant le déclassé final. Le choix des matériaux et les possibilités d'accès pour le démantèlement des équipements et des outils font partie des sujets qui méritent attention, au même titre que l'utilisation de 'couches sacrificielles' pour les structures soumises à des doses élevées de rayonnements, par exemple, les blindages en béton autour de la cuve du réacteur servant à réduire la quantité de déchets de forte activité et à faciliter leur évacuation.

3.23. La conception des zones et équipements tels que l'entreposage du combustible usé, les installations de manutention, ainsi que l'entreposage des déchets radioactifs devrait prévoir des dispositions visant à réduire les rejets qui pourraient résulter de leur défaillance.

3.24. Le concepteur devrait prouver que des mesures de conception suffisantes ont été mises en place afin de permettre le suivi des paramètres pertinents pour la radioprotection conformément à la réf. [1].

3.25. Le bien-fondé des dispositions de conception relatives à la protection des populations en cas d'accident devrait être évalué en comparant les rejets et les doses calculés lors de l'analyse de la sûreté avec les limites spécifiées ou acceptées par l'organisme de réglementation. La limitation des conséquences radiologiques d'accidents hors-dimensionnement peut nécessiter des mesures spéciales sur le site et autour de la centrale (gestion des accidents et plans d'urgence). Lors de l'évaluation de la sûreté, le concepteur devrait s'assurer que les paramètres pertinents pour la gestion des accidents et les plans d'urgence ont été convenablement incorporés dans la conception de la centrale.

CLASSIFICATION AUX FINS DE LA SÛRETÉ DES STRUCTURES, SYSTÈMES ET COMPOSANTS

3.26. L'importance pour la sûreté de tous les SSC devrait être établie et un système de classification aux fins de la sûreté tel que celui défini dans la réf. [1] devrait être mis en place afin d'identifier pour chaque classe de sûreté :

- les codes et normes appropriés, et donc les dispositions adéquates à appliquer pour la conception, la fabrication, la construction et l’inspection d’un composant ;
- les caractéristiques liées au système comme le niveau de redondance, la nécessité d’une alimentation électrique de secours et d’une qualification aux conditions environnementales ;
- la disponibilité ou l’indisponibilité des systèmes dans le cas des événements initiateurs postulés à étudier dans le cadre de l’analyse déterministe de la sûreté ;
- les dispositions de l’AQ.

3.27. En règle générale, les classements suivants devraient être établis et leurs adéquation et cohérence devraient être vérifiées :

- classement des systèmes en fonction de l’importance de la fonction de sûreté concernée ;
- classement des composants sous pression, en fonction de la gravité des conséquences de leur défaillance, de leur complexité mécanique et de leur pression de tarage ;
- classement relatif à la résistance aux séismes, en fonction de la nécessité, pour la structure ou pour le composant concerné, de conserver son intégrité et de remplir sa fonction pendant et après un séisme, compte tenu des secousses secondaires et des dégâts supplémentaires qui en découlent ;
- classement des systèmes électriques, des systèmes de contrôle-commande sur la base de leur fonction de sûreté ou de leurs fonctions d’appui à la sûreté, qui peut être différent du classement des autres systèmes de la centrale en raison de l’existence méthodes de classement spécifiques éprouvées ;
- classification pour des raisons liées à l’AQ.

3.28. L’affectation des SSC à des classes de sûreté devrait être basée sur des approches nationales et devrait prendre en compte de manière appropriée des considérations déterministes et probabilistes ainsi que le jugement de l’ingénieur.

3.29. Dans le cadre de l’analyse déterministe de la sûreté, les fonctions de sûreté nécessaires pour démontrer la conformité aux critères d’acceptation devraient n’être assurées que par des SSC classés.

3.30. L'étude probabiliste de la sûreté (EPS) peut être utilisée lors de la phase de conception pour confirmer que la classification des structures, systèmes et composants est pertinente.

3.31. La défaillance d'un système et/ou d'un composant appartenant à une classe de sûreté ne devrait pas entraîner la défaillance d'autres systèmes et/ou composants d'une classe de sûreté supérieure. L'adéquation de l'isolement et de la séparation de systèmes affectés à des classes de sûreté différentes et pouvant potentiellement interagir devrait être évaluée.

PROTECTION CONTRE LES AGRESSIONS EXTERNES

3.32. Les agressions externes sont abondamment traitées dans plusieurs publications spécifiques de la collection Sécurité de l'AIEA² qui contiennent aussi des recommandations pour l'évaluation de la sûreté. Certains points clés sont, toutefois, résumés ci-dessous.

3.33. L'ensemble des agressions qui devraient être étudiées lors de l'évaluation de la sûreté dépend du site choisi pour la centrale mais devrait généralement comporter :

Les agressions naturelles comme :

- les conditions climatiques extrêmes ;
- les séismes ;
- les inondations externes ;

² Collection Sécurité n° 50-SG-D5, Agressions externes dues aux activités humaines et conception des centrales nucléaires (1997) ; 50-SG-D15, Conception et homologation des constituants des centrales nucléaires du point de vue sismique (1997) ; 50-C-S (Rev. 1), Code pour la sûreté des centrales nucléaires : Choix des sites (1989) ; 50-SG-S1 (Rev. 1), Séismes et autres phénomènes connexes à prendre en considération pour le choix des sites de centrales nucléaires (1994) ; 50-SG-S5, Agressions externes dues aux activités humaines et choix des sites des centrales nucléaires (1981) ; 50-SG-S7, Choix des sites de centrales nucléaires : aspects hydrogéologiques (1986) ; 50-SG-S10A, Crue de référence pour les sites de centrales nucléaires voisins de cours d'eau (1984) ; 50-SG-S10B, Niveau d'inondation de référence pour les sites côtiers de centrales nucléaires (1984) ; 50-SG-S11A, Phénomènes météorologiques extrêmes (cyclones tropicaux exceptés) et choix des sites de centrales nucléaires (1983) ; 50-SG-S11B, Cyclone tropical de référence et choix des sites de centrales nucléaires (1985).

Les agressions résultant des activités humaines comme :

- les chutes d'aéronefs ;
- les risques découlant des transports et des activités industrielles (incendie, explosion, projectiles, libération de gaz toxiques).

3.34. Le dimensionnement devrait être adéquat pour le site sélectionné, basé sur des données physiques et historiques, et représenté par un ensemble de valeurs sélectionnées d'après la loi de distribution de probabilité de chaque agression en fonction de seuils définis³.

3.35. Lorsque cette évaluation probabiliste n'est pas possible en raison d'un manque de confiance dans la qualité des données, des approches déterministes sont utilisées, approches reposant sur des critères adaptés et des jugements techniques.

3.36. Les SSC nécessaires pour remplir des fonctions de sûreté essentielles devraient être conçus de façon à résister aux chargements induits par les événements de référence et devraient pouvoir remplir leurs fonctions pendant et après ces événements. Ceci devrait être réalisé grâce à un dimensionnement mécanique adéquat, la redondance et la séparation.

3.37. Le risque radiologique associé aux agressions externes ne devrait pas être supérieur au risque radiologique associé aux accidents d'origine interne. Il faudrait vérifier que les agressions externes qui sont légèrement plus graves que celles incluses dans le dimensionnement ne conduisent pas à un accroissement disproportionné des conséquences.

3.38. Conditions climatiques extrêmes : un événement de référence devrait être défini pour chacune des conditions climatiques extrêmes. Ceci devrait inclure:

- les charges exercées par le vent,
- les températures atmosphériques extrêmes,
- les pluies et chutes de neige extrêmes,

³ Dans certains États Membres la conception est censée fournir une protection contre les agressions naturelles possédant une fréquence supérieure à 10^{-4} par an. Voir également collection Sécurité n° 50-SG-S1 (Rev. 1), Séismes et autres phénomènes connexes à prendre en considération pour le choix des sites de centrales nucléaires (1994).

- les températures extrêmes de l'eau de refroidissement et le gel,
- les quantités extrêmes de végétation marine.

3.39. Le dimensionnement devrait prendre en compte les combinaisons de conditions climatiques extrêmes dont on pourrait raisonnablement supposer qu'elles puissent se produire simultanément.

3.40. Il faudrait démontrer, à l'aide d'essais, d'expériences ou d'analyses techniques, que les structures de la centrale résisteront aux chargements résultant des agressions externes sans provoquer une défaillance des éléments nécessaires au retour et au maintien de la centrale dans un état où toutes les fonctions de sûreté essentielles peuvent être assurées à long terme.

3.41. Il faudrait prouver par des essais, des expériences ou des analyses techniques que les systèmes de sûreté peuvent remplir leurs fonctions de sûreté dans le domaine de conditions spécifié dans le dimensionnement (par exemple, les températures atmosphériques, les températures de l'eau de mer).

3.42. Les résultats des études géologiques relatives à la région entourant le site, les informations historiques sur l'occurrence des séismes dans la région, et les données paléosismiques, devraient être utilisés pour établir le niveau de séisme SL-2 du site, tel qu'indiqué dans la publication n° 50-SG-S1 (Rev. 1) de la collection Sécurité de l'AIEA⁴. Ce niveau SL-2 devrait être utilisé pour définir le séisme de dimensionnement de la centrale nucléaire.

3.43. Les systèmes, structures et composants qui ont comme fonction d'arrêter la centrale et de la maintenir dans un état stable et sûr à long terme, devraient être conçus de façon à résister au séisme de dimensionnement sans perte de fonction.

3.44. La qualification sismique devrait comporter une analyse mécanique, un essai sur table vibrante et une comparaison avec l'expérience d'exploitation, selon le cas.

⁴ Collection Sécurité n° 50-SG-S1 (Rev. 1), Séismes et autres phénomènes connexes à prendre en considération pour le choix des sites de centrales nucléaires (1994). Ce guide de sûreté définit également un deuxième niveau de séisme (SL-1), qui correspond à un séisme souvent appelé séisme d'exploitation, susceptible de se produire sur le site de la centrale au cours de sa durée d'exploitation. Il peut également correspondre au séisme d'inspection après lequel la sûreté de la centrale est évaluée de nouveau avant de continuer l'exploitation.

3.45. Inondation externe : la région avoisinant le site devrait faire l'objet d'une évaluation pour déterminer le potentiel d'inondations externes pouvant endommager la centrale nucléaire. Cette évaluation devrait inclure le potentiel d'inondations résultant de fortes précipitations, de grandes marées, du débordement de fleuves, de la défaillance de barrages et de leurs combinaisons possibles.

3.46. Une protection devrait être mise en place pour éviter qu'une inondation externe ne conduise à la défaillance des équipements des systèmes de sûreté⁵.

3.47. L'estimation de la probabilité de chutes d'aéronefs sur la centrale devrait être obtenue à partir des statistiques de chutes d'aéronefs pertinentes en tenant compte de la distance entre la centrale et les aéroports, des trajets des aéronefs et du nombre de passages pour tous les types d'aéronef à proximité du site. Les statistiques de chutes d'aéronefs devraient être tenues à jour pendant toute la durée de vie de la centrale.

3.48. Si la probabilité estimée d'une chute d'aéronef dépasse la valeur acceptable, la protection devrait inclure le renforcement des structures des systèmes et des composants importants pour la sûreté et la séparation et l'isolement des trains redondants de façon à ce qu'ils ne soient pas tous endommagés par l'impact d'un aéronef ou par l'incendie dû au carburant qui pourrait en résulter. La protection contre les chutes d'aéronefs devrait se concentrer sur les éléments nécessaires pour ramener la centrale dans un état sûr et la maintenir dans un état où toutes les fonctions de sûreté peuvent être assurées.⁶

3.49. Les risques résultant du transport et des activités industrielles, le transport de matières dangereuses à proximité du site⁷ et les activités industrielles qui donnent lieu à des incendies, explosions, projectiles et

⁵ Pour obtenir plus de détails sur les inondations externes, se référer aux n° 50-SG-S10A, Crue de référence pour les sites de centrales nucléaires voisins de cours d'eau (1984), et 50-SG-S10B, Niveau d'inondation de référence pour les sites côtiers de centrales nucléaires (1984), de la collection Sécurité.

⁶ Pour obtenir plus d'informations sur le problème des chutes d'aéronefs, se référer au n° 50-SG-S5 de la collection Sécurité, Agressions externes dues aux activités humaines et choix des sites de centrales nucléaires (1981) ; celui-ci sera remplacé par un guide de sûreté sur les événements d'origine humaine et l'évaluation des sites de centrales nucléaires (à paraître).

libération de gaz toxiques et affectent la sûreté de la centrale nucléaire, devraient être identifiés et les événements de référence devraient être spécifiés.

PROTECTION CONTRE LES AGRESSIONS INTERNES

3.50. Les agressions internes sont abondamment traités dans plusieurs publications de la collection Sécurité de l'AIEA⁸ qui contiennent également des recommandations pour l'évaluation de la sûreté. Certains points clés sont résumés dans la présente section.

3.51. La conception devrait prendre en considération les chargements et conditions environnementales spécifiques (température, pression, humidité, rayonnement) appliquées aux structures ou composants par des agressions internes telles que :

- effet de fouettement des tuyauteries ;
- forces d'impact de jets ;
- inondation interne et aspersion résultant de fuites ou de ruptures de tuyauteries, de pompes, ou de vannes ;
- projectiles internes ;
- chute de charges ;
- explosion interne ;
- incendie.

3.52. Il faudrait démontrer que les effets de défaillances des tuyauteries comme les forces d'impact de jet, le fouettements de tuyauteries, les forces de réaction, les forces des ondes de pression, l'augmentation de pression, l'humidité, la température et le rayonnement sur les composants, les structures de génie civil, les équipements électriques et de contrôle-commande sont suffisamment pris en compte. Spécifiquement, il devrait être démontré que :

⁷ Pour obtenir plus d'informations sur la prise en compte des risques résultant d'une activité industrielle, se référer au n° 50-SG-S5 de la collection Sécurité (qui va être remplacé, voir note 6).

⁸ Collection Normes de sûreté, NS-R-1, Sûreté des centrales nucléaires : Conception (à paraître) ; collection Sécurité n° 50-SG-D2, Protection contre l'incendie dans les centrales nucléaires (1997) ; 50-SG-D4, Protection des centrales nucléaires contre les projectiles d'origine interne et leurs effets secondaires (1981).

- les forces de réaction ont été prises en compte dans la conception des équipements classés de sûreté, les supports de ces équipements et les structures de génie civil associées ;
- les composants importants pour la sûreté et leurs structures internes ont été conçus pour résister à des forces générées par des ondes de pression et des écoulements crédibles ;
- l'augmentation de pression a été prise en compte pour la conception de bâtiments importants pour la sûreté comme les structures de confinement ;
- les équipements électriques et de contrôle-commande importants pour la sûreté ont été conçus de façon à résister à des valeurs extrêmes de température, d'humidité et de rayonnement en cas de fuite ou de rupture postulée.

3.53. En ce qui concerne l'inondation interne, une analyse des bâtiments de la centrale pouvant être affectés devrait être effectuée et les événements initiateurs suivants devraient être pris en compte : fuites et ruptures de composants sous pression, inondation due à de l'eau provenant des bâtiments environnants, déclenchement intempestif du système de lutte contre l'incendie, débordement de réservoirs et défaillances des dispositifs d'isolement.

3.54. Les SSC importants pour la sûreté devraient être situés à un niveau plus élevé que le niveau maximum prévu en cas d'inondation ou devraient être suffisamment protégés.

3.55. Des projectiles internes peuvent être générés par la défaillance de machines tournantes comme les turbines ou par la défaillance de composants sous pression. Les trajets préférentiels des projectiles éventuels provenant de turbines devraient être pris en compte par une orientation appropriée de la turbine par rapport aux bâtiments classés de sûreté, sauf s'il peut être prouvé que les projectiles potentiels ne sont pas susceptibles d'entraîner de dommages significatifs pour les SSC importants pour la sûreté. De même, l'implantation de composants de haute énergie dans des bâtiments classés de sûreté devrait être limitée dans la mesure du possible.

3.56. La défaillance des appareils de levage devrait être prise en compte dans la conception lorsque la chute d'une charge peut entraîner une exposition aux rayonnements à l'intérieur ou à l'extérieur de la centrale, ou lorsqu'elle peut endommager un système important pour la sûreté.

CONFORMITÉ AUX CODES, NORMES ET GUIDES APPLICABLES

3.57. Pour garantir la sûreté de la centrale nucléaire, la conception des SSC devrait tenir compte de leur importance pour la sûreté. La conception des SSC importants pour la sûreté devrait être faite conformément aux exigences de conception correspondant à l'importance des fonctions de sûreté à remplir. La classe affectée aux SSC fournit une base pour déterminer les codes et normes qui s'appliqueront à leur conception.

3.58. En général, la liste des codes et normes applicables à la conception est donnée par l'exploitant sous la forme d'un cahier des charges ou directement par l'organisme de réglementation. Toutefois, ces normes et codes devraient être examinés et analysés pour évaluer leur applicabilité, adéquation et exhaustivité pour la conception des SSC importants pour la sûreté en fonction des connaissances et des technologies existant lors de la phase de conception. Si certains codes et normes sont insuffisants pour assurer que la qualité des SSC correspond à l'importance de la fonction de sûreté à remplir, ils devraient être complétés ou modifiés en tant que de besoin afin de garantir une qualité adéquate.

CHARGES ET COMBINAISON DE CHARGES

3.59. Les structures et composants classés de sûreté devraient être conçus de façon à résister aux charges induites par les états de fonctionnement et par les accidents de dimensionnement y compris celles résultant des agressions internes et externes.

3.60. Une partie importante de l'évaluation de la sûreté consiste donc à:

- identifier, pour chaque structure ou composant classé de sûreté, les charges et les combinaisons de charges pertinentes ;
- identifier pour chaque charge ou combinaison de charges la fréquence d'occurrence prévue ;
- évaluer les contraintes et déformations des structures et composants classés de sûreté pour les charges et les combinaisons de charges identifiées ;
- évaluer les dommages individuels et cumulés pour la structure ou le composant en tenant compte de tous les dommages pertinents (par exemple, fluage, fatigue, vieillissement) et leurs interactions potentielles.

3.61. L'ensemble des charges et des combinaisons de charges devrait être complet et cohérent avec les hypothèses de l'analyse de la sûreté. La fréquence d'occurrence prévue, ainsi que le nombre total de transitoires prévus au cours de la vie de la centrale, devraient être évalués sur la base des résultats passés, de l'expérience d'exploitation, des exigences des producteurs d'électricité ou des caractéristiques du site, suivant le cas.

3.62. Outre toutes les grandeurs physiques pertinentes, l'évaluation des contraintes et déformations devrait tenir compte des conditions environnementales résultant de chaque charge, de chaque combinaison de charges et des conditions aux limites appropriées. Les critères d'acceptation devraient tenir compte, de manière pertinente, de la nécessité d'éviter la défaillance des structures ou composants nécessaires pour limiter les conséquences des risques résultant de la charge postulée.

SÉLECTION DES MATÉRIAUX

3.63. Les matériaux devraient satisfaire aux normes et prescriptions concernant leur conception et leur fabrication. La durée de vie nominale des matériaux devrait être déterminée en tenant compte des effets des conditions d'exploitation (par exemple, environnement radiologique et chimique, charges occasionnelles et périodiques). De plus, les effets des accidents de dimensionnement sur leurs caractéristiques et performances devraient être pris en considération.

3.64. Pour les matériaux dont l'adéquation aux conditions de service est démontrée par des essais, tous les résultats d'essais devraient être consignés par écrit.

3.65. Les matériaux en contact avec des effluents radioactifs devraient avoir des propriétés anticorrosives choisies en fonction des mécanismes de corrosion en jeu et posséder une résistance aux réactions chimiques dans les conditions d'exploitation. Le contact d'acier au carbone avec des produits radioactifs devrait être évité autant que possible. Les polymères utilisés dans des systèmes contenant des effluents radioactifs devraient être résistants aux rayonnements.

3.66. L'acier inoxydable ou les alliages à base de nickel, les matériaux des tubes des générateurs de vapeur, les tuyauteries principales et les gaines de combustible en contact avec le caloporteur primaire devraient avoir des propriétés anticorrosives adéquates. Les éléments à bas point de fusion comme

le plomb, l'antimoine, le cadmium, l'indium, le mercure, le zinc, le bismuth, l'étain et leurs alliages ne devraient pas entrer en contact avec les composants du circuit primaire ou du circuit secondaire fabriqués en acier inoxydable ou avec un alliage à base de nickel. La contamination du système d'eau alimentaire par des matériaux à bas point de fusion contenus dans les alliages des coussinets devrait être évitée. Afin de réduire les doses en exploitation, la teneur en cobalt des matériaux en contact avec le caloporteur primaire devrait être limitée autant que possible, et une justification devrait être fournie lorsqu'un alliage de cobalt est exceptionnellement utilisé. Le relâchement dans le caloporteur primaire de nickel provenant de matériaux en contact avec le caloporteur devrait être évalué.

3.67. La présence d'halogènes dans les matériaux en contact avec les composants en acier inoxydable (par exemple, l'isolation thermique des tuyaux) devrait être limitée par la conception afin d'éviter la fissuration intergranulaire par corrosion sous contrainte.

3.68. La résistance des matériaux ferritiques de l'enveloppe sous pression du circuit primaire à la rupture brutale et à la fatigue sous haute température et haute pression devraient être démontrée. Tous les assemblages en acier inoxydable soudés devraient résister à la corrosion intergranulaire et la teneur en ferrite delta devrait être contrôlée afin de minimiser les microfissures lors de la soudure des aciers inoxydables austénitiques.

3.69. Une attention toute particulière devrait être apportée à la compatibilité des matériaux utilisés avec la chimie de l'eau afin d'éviter les phénomènes de corrosion. Des matériaux résistant à la corrosion et à l'érosion devraient être utilisés pour tous les équipements exposés à l'humidité ou à des fluides pouvant entraîner une érosion importante. Des aciers faiblement alliés contenant du chrome ($Cr > 0.5\%$) peuvent être utilisés.

3.70. Les matériaux d'isolation thermique devraient être choisis de manière à réduire au maximum les effets néfastes dus à leur utilisation (par exemple, doses pour le personnel lors des arrêts, colmatage des puisards lors d'accidents). Le comportement, vis-à-vis du colmatage des puisards, des débris d'isolant générés par les forces de jet en cas d'accidents devrait être étudié lors d'essais pour les matériaux sélectionnés.

3.71. Le choix des matériaux utilisés dans un environnement radioactif devrait prendre en compte l'effet des rayonnements sur les caractéristiques des matériaux. Par exemple, les fibres optiques peuvent être endommagées

lorsqu'elles sont exposées à des champs neutroniques. Ceci pourrait nuire à la fonction de sûreté de tous les systèmes desservis par ce type de câble (généralement les systèmes de contrôle-commande et de protection informatisés).

3.72. Du fait de l'irradiation, le choix des matériaux utilisés dans un environnement radioactif pourrait avoir un effet significatif pendant le déclassement. Ces aspects devraient être évalués lors de la phase de conception.

ÉVALUATION DE LA DÉFAILLANCE UNIQUE ET REDONDANCE/INDÉPENDANCE

3.73. L'application du critère de défaillance unique, comme énoncé dans la réf. [1] et expliqué plus en détail dans le n° 50-P-1 de la collection Sécurité de l'AIEA, 'Application of the Single Failure Criterion' [7], garantit que les fonctions de sûreté nécessaires après un EIP⁹ considéré dans le dimensionnement sont remplies et que les limites spécifiées dans le dimensionnement pour cet événement ne sont pas dépassées, dans l'hypothèse d'une défaillance unique d'un des composants du groupe de sûreté¹⁰.

3.74. Pour l'application du critère de défaillance unique, toute défaillance qui pourrait être due à un EIP devrait être identifiée et incluse au tout début de l'analyse de défaillance unique.

3.75. Pour chaque EIP considéré dans la conception, Le groupe de sûreté permettant d'assurer les fonctions de sûreté devrait être identifié. L'analyse de défaillance unique devrait identifier tous les modes de défaillance des composants du groupe de sûreté, y compris ceux affectant les systèmes d'appui nécessaires. En outre, toutes les défaillances qui pourraient se produire à la suite d'une défaillance unique devraient être identifiées et incluses dans l'analyse en même temps que la défaillance unique. Ceci devrait inclure les

⁹ La définition et une explication plus détaillée des EIP sont données à l'annexe du document n° NS-R-1 de la collection Normes de sûreté, Sûreté des centrales nucléaires : Conception.

¹⁰ Un 'groupe de sûreté' est défini comme un « ensemble d'équipements prévus pour accomplir toutes les actions requises si un événement initiateur postulé particulier se produit afin que les limites spécifiées dans la base de conception pour les incidents de fonctionnement prévus et les accidents de dimensionnement ne soient pas dépassées ».

défaillances d'un composant qui pourraient se produire suite à la défaillance d'un système d'appui tel que l'alimentation électrique ou l'eau de refroidissement. Toutefois, au cours de l'analyse de défaillance unique, il faudrait exclure l'occurrence de plusieurs défaillances aléatoires.

3.76. Le critère de défaillance unique devrait être appliqué lorsque le groupe de sûreté considéré est dans la configuration la plus défavorable. En particulier, lorsque l'exploitation de la centrale permet de mettre hors service les équipements pendant une période très longue pour maintenance, essai, inspection ou réparation à un moment où le groupe de sûreté devrait être disponible, il faudrait faire l'hypothèse que la défaillance unique se produira en considérant le maximum d'équipements dont la mise hors service est autorisée, conformément aux règles de fonctionnement ou aux spécifications techniques de la centrale. Néanmoins, comme précisé dans la réf. [1] paragraphe 5.38, le non-respect du critère de défaillance unique peut être justifié pour les indisponibilités d'une durée limitée spécifiée. Une justification devrait être fournie dans tous ces cas, accompagnée de la détermination des temps d'indisponibilité autorisés (voir paragraphe 5.42 de la réf. [1]).

3.77. Les défaillances à prendre en compte pour l'analyse de défaillance unique devraient généralement inclure celles des composants actifs (comme la défaillance des vannes à l'ouverture et à la fermeture et la défaillance des pompes à la demande ou en fonctionnement) et celles des composants passifs (comme la défaillance des tuyauteries des systèmes de sûreté) dont l'éventail de probabilités d'occurrence est large. Pour l'analyse de défaillance unique, l'hypothèse de la défaillance d'un composant passif conçu, fabriqué, inspecté et entretenu sur place avec un niveau de qualité extrêmement élevé peut ne pas être retenue, à condition qu'il ne soit pas affecté par l'EIP. Toutefois, une justification devrait être fournie pour tout mode de défaillance omis dans l'analyse de défaillance unique. Dans le cas d'un composant passif, il faudrait prendre en compte la période totale pendant laquelle le composant est censé fonctionner après l'EIP. En pratique, les défaillances uniques des composants passifs ne sont souvent envisagées qu'à long terme (par exemple 24 heures) après l'occurrence d'un EIP compte tenu des normes de qualité appliquées.

3.78. L'analyse de défaillance unique peut être omise pour les EIP dont la fréquence d'occurrence est très faible ou peut ne pas prendre en compte les conséquences des EIP qui seraient très peu susceptibles de se produire.

3.79. La prescription de sûreté intitulée 'Sûreté des centrales nucléaires : Conception' [1] spécifie que les fonctions de sûreté suivantes devraient être

remplies par des systèmes de la centrale dans l'hypothèse d'une défaillance unique :

- arrêt rapide du réacteur,
- évacuation de la chaleur résiduelle du cœur,
- refroidissement d'urgence du cœur,
- isolement du confinement,
- évacuation de la chaleur du confinement,
- contrôle et purification de l'atmosphère du confinement.

3.80. En pratique, des niveaux de redondance plus élevés que ceux qui dérivent du critère de défaillance unique peuvent être retenus pour atteindre une fiabilité suffisamment élevée ou pour des raisons d'exploitation ; par exemple i) pour permettre la mise hors service d'équipements pour maintenance ou réparations à un moment où le groupe de sûreté doit être disponible ; ii) pour permettre des essais de surveillance; ou iii) pour résoudre des problèmes d'installation dans la centrale. Cela signifie qu'un EIP n'est pas intrinsèquement un accident. C'est seulement l'événement qui amorce une séquence conduisant à un incident de fonctionnement, un accident de dimensionnement ou un accident grave, en fonction des défaillances qui se produisent. Les exemples types sont : les défaillances des équipements (y compris les ruptures de tuyauteries), les erreurs humaines, les événements d'origine humaine et les événements naturels. Les liaisons entre trains devraient être conçues de façon à ce qu'une défaillance unique ne puisse pas conduire à la perte de plus d'un train. Les trains redondants devraient être séparés par des barrières ou éloignés les uns des autres afin de garantir qu'une agression interne ne puisse pas entraîner la perte de plus d'un train.

DIVERSITÉ

3.81. La fiabilité d'un système de sûreté dont la redondance est assurée en utilisant des composants similaires sera limitée par une défaillance de cause commune, qui peut conduire à la défaillance simultanée de plusieurs composants redondants. Pour éviter ce type de limitation, il est possible d'accroître la fiabilité en incorporant la diversité (voir l'appendice II de la réf. [1]).

3.82. Le niveau de diversité peut être différent selon la solution de conception mise en œuvre. Il est élevé si les différents systèmes remplissent la même fonction en utilisant des moyens matériellement différents et utilisent des types

d'équipements différents. Comme exemple, on peut citer l'arrêt d'un réacteur lorsque des systèmes diversifiés incluent la chute d'un absorbant neutronique solide dans le cœur et l'injection d'une solution neutrophage dans le caloporteur primaire. Il est plus faible si les divers systèmes remplissent la fonction de sûreté de la même manière en utilisant des composants de type différent. Par exemple, un système d'eau d'alimentation de secours où les pompes et les vannes des diverses parties du système sont d'un type différent ou sont fournies par des fabricants différents.

3.83. Lorsqu'une grande fiabilité est nécessaire, un système ou composant permettant de remplir la fonction de sûreté de manière diversifiée devrait être retenu. Le niveau de diversité devrait être adapté à la fiabilité requise pour remplir la fonction de sûreté.

3.84. Lorsque la diversité est appliquée dans un système de sûreté, la conformité à la fiabilité requise du système devrait être démontrée. Pour cela, les vulnérabilités communes potentielles comme les défaillances de cause commune devraient être convenablement traitées. Ces vulnérabilités peuvent être, par exemple, les conséquences d'un défaut de conception, d'un défaut de fabrication, d'une erreur d'exploitation ou de maintenance, d'un phénomène naturel, d'un événement d'origine humaine, ou d'un effet boule de neige imprévu résultant de toute autre opération ou défaillance au sein de la centrale.

3.85. Il faudrait prendre en compte le fait que la mise en œuvre de la diversité accroît la complexité et les coûts de la centrale et entraîne des difficultés et des surcoûts d'exploitation et de maintenance. Ce problème devrait être étudié lors du processus de conception et un compromis acceptable entre l'accroissement de la fiabilité des systèmes de sûreté et la complexité supplémentaire devrait être recherché.

ESSAIS EN SERVICE, MAINTENANCE, RÉPARATION, INSPECTIONS ET SURVEILLANCE DES ÉLÉMENTS IMPORTANTES POUR LA SÛRETÉ

3.86. Les SSC importants pour la sûreté devraient, sauf exception mentionnée ci-dessous, être testés, entretenus, réparés et inspectés ou surveillés périodiquement pour évaluer leur intégrité et leur capacité fonctionnelle tout au long de la vie de la centrale nucléaire. La périodicité peut aller de quelques jours à quelques années, en fonction de la nature du composant. De toute évidence, plus la maintenance est fréquente lorsque la centrale est en

puissance, moins la maintenance dans les états d'arrêt est nécessaire. La conception devrait être telle que ces activités puissent être accomplies en respectant des normes adaptées à l'importance des fonctions de sûreté à remplir, sans exposition inutile du personnel aux rayonnements .

3.87. Si les SSC importants pour la sûreté ne peuvent pas être conçus de manière à être testés, inspectés ou surveillés autant que souhaitable, des précautions de sûreté adéquates devraient être prises pour compenser les défaillances potentielles non identifiées.

3.88. Les concepteurs devraient élaborer des guides spécifiques destinés à garantir l'accessibilité pour les inspections et les essais. À ce sujet, les points clés qui devraient être évalués comportent : l'existence d'un espace suffisant autour des composants ; la réduction des champs de rayonnements autour des composants grâce à une réduction du dépôt de matières radioactives à l'intérieur de l'enveloppe de pression primaire ou au moyen de blindage ; la réduction des fuites de caloporteur primaire, la mise en place de passerelles d'accès démontables ou permanentes et de points d'accrochage sur les structures pour le déplacement des composants et l'installation de composants à des emplacements pratiques pour faciliter l'inspection et les essais .

3.89. Lorsque l'accessibilité n'est pas réalisable, on peut prévoir à la conception des rails permanents et un espace adéquat pour que les appareils d'inspection soient correctement positionnés et manœuvrés à l'aide de dispositifs d'intervention à distance. L'évaluation de la sûreté devrait établir que ces possibilités ont été envisagées.

3.90. Bien que la mise en œuvre de mesures comme celles décrites ci-dessus permette de résoudre, dans la plupart des cas, le conflit entre la nécessité de maintenir les doses en exploitation à un niveau faible et la nécessité d'essais et d'inspections périodiques, une étude détaillée du bon compromis entre ces deux besoins devrait être effectuée pour certaines situations complexes, en utilisant l'analyse de la sûreté dans la phase de conception.

QUALIFICATION DES ÉQUIPEMENTS

3.91. La qualification des équipements s'applique principalement aux systèmes de sûreté qui doivent remplir des fonctions de sûreté dans des conditions accidentelles.

3.92. Les conditions dans lesquelles l'équipement est censé remplir sa fonction de sûreté peuvent différer de celles auxquelles il est normalement exposé et ses performances peuvent être affectées par le vieillissement ou les conditions d'exploitation au fur et à mesure que l'exploitation de la centrale se poursuit. Les conditions environnementales dans lesquelles l'équipement est censé fonctionner devraient être identifiées dans le cadre du processus de conception. Elles devraient inclure les conditions prévues dans un large éventail d'accidents, y compris des valeurs extrêmes de température, pression, rayonnement, vibrations et humidité et forces de jet.

3.93. La capacité fonctionnelle requise devrait être conservée tout au long de la vie de la centrale. Il faudrait prêter attention, lors de la conception, aux effets de défaillance de cause commune résultant du vieillissement. Le vieillissement devrait être pris en compte lors de la conception par une définition appropriée des conditions environnementales, des conditions d'exploitation, des cycles d'utilisation, des plannings de maintenance, de la durée de vie, des plannings des essais de type, des pièces de rechange et des intervalles de remplacement.

3.94. Une procédure de qualification devrait confirmer que les équipements sont capables de remplir, tout au long de leur vie opérationnelle, leurs fonctions de sûreté lorsqu'ils sont soumis aux conditions environnementales (effets dynamiques, température, pression, forces de jet, rayonnements, humidité) existant au moment de leur utilisation. Ces conditions environnementales devraient inclure les variations attendues en fonctionnement normal, lors des incidents de fonctionnement prévus et dans des conditions accidentelles. Lorsque les équipements sont soumis à des agressions externes d'origine naturelle et sont censés remplir une fonction de sûreté pendant ou à la suite d'un événement de ce type, le programme de qualification devrait reproduire les conditions imposées par le phénomène naturel.

3.95. En outre, toutes les conditions environnementales inhabituelles pouvant raisonnablement être anticipées et qui pourraient résulter de conditions d'exploitation spécifiques, comme les tests périodiques d'étanchéité du confinement, devraient être incluses dans le programme de qualification. Dans la mesure du possible, il faudrait prouver avec un niveau de confiance raisonnable, à l'aide d'essais, d'expériences ou d'analyses techniques, que les équipements censés fonctionner au cours d'accidents graves sont capables de remplir les fonctions prévues dans la conception lors de telles situations.

3.96. Il est préférable que la qualification soit effectuée à l'aide de test d'équipements prototypes (essai type). Ceci n'est pas toujours entièrement réalisable pour les essais vibratoires des grands composants ou le vieillissement des équipements. Dans de tels cas, il faudrait se baser sur une extrapolation des performances des équipements dans des conditions similaires, sur des analyses ou des essais associés à des analyses.

MÉCANISMES DE VIEILLISSEMENT ET D'USURE

3.97. L'évaluation de la sûreté devrait prendre en compte le fait que les systèmes et les composants de la centrale sont plus ou moins affectés par les effets du vieillissement. Certains de ces effets sont bien connus et il est possible de prendre des mesures pour y faire face. L'expérience montre que d'autres, par contre, ne sont pas prévisibles et des programmes d'essais, d'inspection et de surveillance devraient être utilisés pour déceler leur apparition éventuelle. Un programme complet d'activités couvrant toute la durée de vie de la centrale devrait être rédigé et les conditions techniques préalables à sa mise en œuvre devraient être établies lors de la phase de conception. Les examens périodiques de la sûreté sont un bon moyen de déterminer si les mécanismes de vieillissement et d'usure ont été correctement pris en compte et de détecter des problèmes imprévus.

3.98. La cuve devrait être conçue en prenant en considération la fragilisation due à l'action du flux de neutrons rapides provenant du cœur pendant toute la durée de vie de la centrale. La protection dépend d'une bonne conception pour éviter une fragilisation excessive, et pour faciliter la détection de la fragilisation et les actions correctives possibles. Les réacteurs à eau sous pression (REP) sont plus affectés que les réacteurs à eau bouillante (REB) par ce problème à cause des effets dimensionnels et/ou neutroniques. Les zones soudées sont plus facilement affectées par la fragilisation, car les impuretés introduites lors du processus de soudage peuvent rendre la zone de soudure particulièrement sensible à l'irradiation neutronique. La zone affectée thermiquement (ZAT) autour d'une soudure est fréquemment une région où les microfissures et les contraintes résiduelles s'accumulent, rendant la région encore plus sensible aux effets de la fragilisation.

3.99. La présence de soudures au niveau de la région active du cœur devrait être évitée dans la mesure du possible.

3.100. Il faudrait apporter l'attention qu'il convient à la limitation et à la surveillance de la fragilisation de la cuve. Pour cela, la fluence (flux neutronique intégré sur la durée de vie de la centrale) devrait être maintenue en-dessous d'un niveau qui garantit que le matériau de la cuve conserve des propriétés mécaniques acceptables, en tenant compte des incertitudes. La mise en place de programmes de surveillance pertinents utilisant des échantillons de soudure de la cuve et des équipements de mesure de la fluence exposés au flux de neutrons dans des conditions représentatives devrait être assurée. Un autre processus de vieillissement majeur affecte les tubes des générateurs de vapeur des REP. La dégradation des tubes se produit pour diverses raisons et devrait être surveillée afin de permettre des actions préventives et correctives comme les variations de la composition chimique de l'eau et la réparation ou le bouchage des tubes avant l'apparition d'une fuite ou d'une rupture. La conception devrait faciliter la surveillance, la réparation ou le remplacement du générateur de vapeur grâce à des dégagements, rails et points d'attache.

3.101. D'autres effets possibles du vieillissement, recensés en fonction de l'expérience d'exploitation, sont énumérés ci-dessous. La conception de la centrale devrait éliminer ces problèmes ou inclure des moyens permettant de détecter leur apparition en temps voulu et de mettre en œuvre les actions correctives appropriées :

- hydratation et fragilisation des tubes de force dans les réacteurs à tubes de force sous pression qui peut conduire au remplacement du tube ;
- corrosion des internes de cuve, vibration et rupture, dont la possibilité devrait pouvoir être détectée par des moyens de surveillance adéquats ;
- fissuration des orifices de sortie du cœur et des structures internes du réacteur ;
- transitoires de température et de pression dans les piquages et les tuyauteries ;
- mélange thermique dans les zones de raccordement de tuyauteries ;
- stratification thermique dans les tuyauteries et autre érosion des tuyauteries des composants, qui devraient être détectables à l'aide d'inspections périodiques, facilitées par des mesures de conception adéquates ;
- vieillissement des matériaux organiques d'isolation des câbles ou de l'étanchéité de la ventilation, qui devrait être pris en compte lors de la conception afin de permettre la détection et le remplacement éventuel.

INTERFACE HOMME–MACHINE ET APPLICATION DE L'INGÉNIERIE DU FACTEUR HUMAIN

3.102. Des recommandations détaillées sur l'application des principes relatifs à la prise en compte du facteur humain pour la conception sont données dans des guides de sûreté spécifiques¹¹ de l'AIEA. Certains points clés sont résumés dans la présente section.

3.103. La conception de la centrale devrait faciliter le travail des opérateurs et permettre des performances humaines optimales lors de l'exploitation normale et lors d'accidents. Pour cela il faudrait prêter une attention particulière à la conception de la centrale, à la mise en place de procédures d'exploitation et à la formation de tout le personnel d'exploitation.

3.104. La prise en compte systématique des facteurs humains et de l'interface homme–machine devrait faire partie du processus de conception dès le début de son développement et devrait se poursuivre tout au long du processus complet.

3.105. Les actions relatives à la sûreté assignées au personnel d'exploitation devraient être identifiées. Ceci devrait inclure les actions de sûreté exécutées par les opérateurs en charge de la surveillance et du contrôle de la centrale et de la gestion des accidents, ainsi que des activités de maintenance, de test et d'étalonnage.

3.106. L'analyse des tâches relatives aux actions de sûreté devrait être effectuée afin d'évaluer ce qui sera exigé des opérateurs en termes de prise de décisions et d'exécution des actions. Les résultats de l'analyse des tâches devraient déterminer les spécifications de conception de l'interface homme–machine, les informations et les commandes qui doivent être fournies, la préparation des procédures d'exploitation et les programmes de formation.

3.107. Les informations et commandes fournies devraient être suffisantes pour permettre aux opérateurs :

¹¹ Collection sécurité, n° 50-SG-D3, Systèmes de protection et dispositifs associés dans les centrales nucléaires (1981) et 50-SG-D8, Systèmes d'instrumentation et de commande liés à la sûreté dans les centrales nucléaires (1985) ; collection Normes de sûreté n° NS-G-2.2, Spécifications techniques d'exploitation et procédures d'exploitation des centrales nucléaires (à paraître).

- d'exécuter les opérations normales comme la modification de la puissance du réacteur ;
- d'évaluer facilement l'état général de la centrale en fonctionnement normal, lors des incidents de fonctionnement prévus et dans des conditions accidentelles ;
- de surveiller l'état du réacteur et de tous les équipements de la centrale ;
- d'identifier des modifications de l'état de la centrale importantes pour la sûreté ;
- de confirmer que les actions de sûreté automatiques sont en cours d'exécution ;
- d'identifier toute action prescrite et de l'exécuter.

3.108. Les opérateurs devraient recevoir suffisamment d'informations sur les paramètres associés aux systèmes et équipements individuels de la centrale pour confirmer que les actions de sûreté requises ont été effectuées et qu'elles ont eu l'effet désiré.

3.109. Les zones de travail et l'environnement de travail du personnel du site devraient être conçus selon des principes d'ergonomie afin que les tâches soient effectuées de manière fiable et efficace. Ceci devrait inclure la conception de la salle de commande, de la salle de commande d'urgence, de tout poste local de contrôle de la centrale et de toute zone où la maintenance et les tests pourraient être effectués. Une attention particulière devrait être prêtée aux dispositifs d'affichage, à l'implantation des panneaux et à l'accès à l'espace de travail pour les opérations de maintenance et de test.

3.110. L'interface homme-machine devrait être conçue de manière à fournir aux opérateurs des informations complètes mais néanmoins facilement gérables permettant de prendre les bonnes décisions et les mesures nécessaires.

3.111. Il faudrait réduire au maximum les cas où l'intervention immédiate d'un opérateur est nécessaire, cas pour lesquels il faudrait automatiser les procédures. Le temps accordé devrait être évalué sur une base réaliste justifiable.

3.112. Pour toutes les actions des opérateurs, l'analyse des tâches devrait prouver que l'opérateur a suffisamment de temps pour prendre une décision et agir, que les informations nécessaires pour prendre la décision sont simples et présentées sans ambiguïté, et que l'environnement physique à la suite de l'événement est acceptable dans la salle de commande ou au poste de commande supplémentaire et dans la voie d'accès à ce poste.

3.113. La conception de la centrale devrait être tolérante à l'erreur humaine. Dans la mesure du possible, toute action humaine qui n'est pas appropriée devrait être rendue inopérante. Pour cela, la priorité entre l'action de l'opérateur et le déclenchement du système de sûreté devrait être soigneusement choisie. D'une part, l'opérateur ne devrait pas être autorisé à annuler le déclenchement du système de protection du réacteur tant que les critères de déclenchement persistent. D'autre part, dans certaines situations les interventions de l'opérateur sur le système de protection sont nécessaires. Des exemples d'intervention sont le bipasse manuel à des fins d'essais ou pour l'adoption de critères de déclenchement pour des modifications de l'état de fonctionnement. De plus, en dernier ressort, l'opérateur devrait avoir la possibilité, sous contrôle administratif strict, d'intervenir dans le système de protection pour la gestion des accidents hors dimensionnement en cas de défaillance majeure au sein du système de protection.

3.114. Des procédures écrites devraient être fournies pour toutes les activités exécutées par le personnel d'exploitation, y compris l'exploitation normale de la centrale et la récupération des événements anormaux et des accidents, y compris les accidents graves. Les procédures d'intervention en cas d'événements anormaux et d'accidents devraient de préférence être basées sur les symptômes. Les procédures devraient être validées par des analyses de cheminements internes et l'utilisation de maquettes et de simulateurs le cas échéant.

3.115. Des moyens de communication suffisants et fiables devraient être mis à disposition pour que les informations et les instructions soient transmises entre les divers emplacements pour servir de support aux actions de l'opérateur en fonctionnement normal et lors de l'obtention d'un arrêt sûr après accident. Ceci devrait inclure les communications entre les salles de commandes principales ou de secours et le personnel d'exploitation qui, se trouvant dans des endroits éloignés, peut avoir à prendre des mesures affectant l'état de la centrale, ainsi qu'avec des organisations externes au site en cas d'accidents. Les moyens de communication devraient être opérationnels dans toutes les conditions accidentelles pertinentes et ne devraient pas perturber le système de protection de la centrale.

3.116. L'implantation et l'identification des commandes installées à distance devraient être conçues en tenant compte des facteurs humains afin de réduire les possibilités d'une erreur de la part de l'opérateur lors de la sélection des commandes installées à distance.

INTERACTION ENTRE SYSTÈMES

3.117. Les interactions possibles entre les systèmes d'une même centrale, entre la centrale et les installations extérieures et entre les différentes centrales d'un même site devraient être évaluées. Les interactions des systèmes devraient être étudiées pour tous les états de fonctionnement de la centrale y compris les agressions externes et les accidents graves.

3.118. L'analyse devrait tenir compte non seulement des interconnexions physiques mais également de l'impact du fonctionnement, de la maintenance, d'un dysfonctionnement ou d'une défaillance d'un système sur l'environnement physique des autres systèmes importants pour la sûreté. Des modifications de l'environnement pourraient affecter la fiabilité des systèmes vis-à-vis de l'accomplissement de leurs fonctions prévues. Les défaillances de la climatisation pour les appareils électroniques ou les défaillances des circuits de fluides entraînant une inondation ou un taux d'humidité élevé dans les zones contenant des équipements des systèmes de sûreté sont des exemples de défaillances qui peuvent nuire aux performances des autres systèmes.

3.119. Lors de l'évaluation de la sûreté de la conception, l'influence des interactions réseau-centrale sur la fiabilité de l'alimentation électrique des systèmes de la centrale importants pour la sûreté devrait être analysée comme indiqué dans le guide de sûreté de l'AIEA sur ce thème¹².

3.120. Les structures, systèmes et composants importants pour la sûreté ne devraient pas être partagés entre deux ou plusieurs tranches nucléaires. Toutefois, si des SSC sont partagés, il faut prouver à l'aide d'essais, d'expériences ou d'analyses techniques que toutes les exigences relatives à la sûreté peuvent être respectées pour toutes les tranches et pour tous leurs états de fonctionnement. Dans le cas d'accidents impliquant un des réacteurs, un arrêt programmé et une évacuation de la chaleur résiduelle des autres réacteurs devraient être réalisables. Une attention toute particulière devrait être apportée aux agressions externes qui pourraient causer des accidents dans plus d'une tranche. Les systèmes d'appui communs devraient être capables de répondre aux besoins de tous les réacteurs concernés.

¹² Collection Sécurité n° 50-SG-D7, Systèmes d'énergie de secours dans les centrales nucléaires (1993).

3.121. Parmi les interfaces de conception et d'exploitation qui devraient être contrôlées lors de l'évaluation de la sûreté se trouvent les spécifications techniques d'exploitation et les procédures d'exploitation.

UTILISATION DE CODES DE CALCULS POUR LE PROCESSUS DE CONCEPTION

3.122. La conception technique utilise un grand nombre d'outils logiciels, tels que diagrammes, monogrammes, formules, algorithmes et codes de calculs (neutronique, dynamique des fluides, analyse des structures, etc.). Ces outils, ainsi que les modèles numériques utilisés, devraient être assujettis à des procédures d'AQ adéquates, comportant leur vérification et leur validation effectuées suivant des recommandations comparables à celles décrites pour les codes de calculs au chapitre 4 (paragraphe 4.236–4.244).

3.123. La fiabilité de tous les modèles numériques devraient être démontrée au travers de comparaisons, d'analyses indépendantes et leur qualification, afin de garantir que leur niveau d'incertitude intrinsèque est compatible avec la fiabilité requise pour l'intégralité du processus de conception.

4. ANALYSE DE LA SÛRETÉ

RECOMMANDATIONS GÉNÉRALES

4.1. Le but de l'analyse de la sûreté devrait être, au moyen d'outils analytiques appropriés, d'établir et de confirmer la base de dimensionnement des articles importants pour la sûreté et de garantir que la conception globale de la centrale permet de respecter, pour chaque catégorie de conditions de fonctionnement de la centrale, les limites de doses de rayonnements et de rejets prescrites et acceptables. La conception, la fabrication, la construction et la mise en service devraient être intégrées à l'analyse de la sûreté afin de garantir que les éléments prévus dans la conception ont été incorporés dans la réalisation de l'ouvrage.

4.2. Dans le cadre du processus de conception, l'analyse de la sûreté devrait être effectuée par les deux organisations qui jouent un rôle dans la fourniture d'une énergie nucléaire sûre. Ce sont :

- Le *concepteur*, qui utilise l'analyse de la sûreté en tant que partie intégrante et importante du processus de conception. Ceci se poursuit au cours de la fabrication des composants et de la construction de la centrale.
- L'*exploitant*, qui utilise l'analyse de la sûreté pour garantir que la centrale telle que réalisée fonctionnera comme prévu et pour prouver que la conception satisfait aux exigences de sûreté quelque soit le moment considéré de la vie de la tranche.

4.3. L'analyse de la sûreté, qui fait partie de l'évaluation de la sûreté utilisée lors du processus de délivrance de licence pour la tranche, devrait se dérouler en parallèle avec le processus de conception, des itérations étant effectuées entre ces deux activités. Le champ d'application et le niveau de détail de l'analyse de la sûreté devraient s'accroître au fur et à mesure de l'évolution du processus de conception, afin que l'analyse finale de la sûreté reflète la conception de la centrale telle que construite.

4.4. Les recommandations concernant la réalisation de l'analyse de la sûreté au cours du processus de conception peuvent également être utilisées comme guides pour l'analyse périodique de la sûreté d'une centrale en exploitation ou la justification de la sûreté d'une modification de conception proposée. Les exigences relatives aux évaluations périodiques de la sûreté sont traitées dans les prescriptions de sûreté de l'AIEA concernant l'exploitation et les guides de sûreté connexes.

4.5. Les modèles et données de conception de la centrale (qui sont des bases essentielles de l'analyse de la sûreté) devraient être tenus à jour pendant la phase de conception et tout au long de la durée de vie de la centrale, y compris le déclassement. Cette tâche devrait incomber au concepteur lors de la phase de conception et à l'exploitant pendant toute la durée de vie de la centrale.

4.6. Le processus de mise à niveau devrait permettre d'incorporer les nouvelles informations au fur et à mesure qu'elles sont disponibles, de traiter des nouveaux problèmes lorsqu'ils surviennent, d'utiliser des méthodes et outils plus sophistiqués lorsqu'ils deviennent disponibles et d'évaluer les performances des modifications apportées à la conception et aux procédures d'exploitation qui pourraient être envisagées au cours de la vie de la centrale.

4.7. L'évaluation des aspects techniques importants pour la sûreté décrits au chapitre 3 et l'analyse de la sûreté décrite dans le présent chapitre devraient être menées en parallèle.

Objectifs de l'analyse de la sûreté

4.8. L'analyse de la sûreté devrait évaluer les performances de la centrale dans un vaste éventail de conditions de fonctionnement, d'EIP et d'autres événements (parmi lesquels beaucoup ne seront jamais observés lors de l'exploitation réelle de la centrale), afin de comprendre comment la centrale est censée se comporter dans ces situations. Elle devrait également prouver que la centrale peut être maintenue dans les conditions de fonctionnement sûres établies par le concepteur.

4.9. L'analyse de la sûreté devrait évaluer de manière formelle les performances de la centrale dans différentes conditions de fonctionnement et conditions accidentelles, par rapport aux objectifs ou critères en matière de sûreté et de rejets radiologiques tels qu'établis par l'exploitant, l'organisme de réglementation ou d'autres autorités nationales ou internationales, selon ce qui est applicable pour la centrale.

4.10. L'analyse de la sûreté devrait identifier les faiblesses potentielles de la conception, évaluer les améliorations de conception proposées et démontrer que les exigences de sûreté sont respectées et que le risque provenant de la centrale est suffisamment faible. Ceci devrait comporter une comparaison avec les critères de risque lorsqu'ils ont été définis.

4.11. L'analyse de la sûreté devrait aider à une exploitation sûre de la centrale en servant d'outil important pour le développement et la confirmation des valeurs de réglage des seuils définis pour le système de protection et régulation de la centrale ainsi que pour les paramètres de régulation. Elle devrait être également utilisée pour établir et valider les spécifications techniques d'exploitation de la centrale, les procédures d'exploitation normales et en cas d'accident, les exigences relatives à l'inspection et à la maintenance, les procédures normales et les procédures d'urgence.

4.12. L'analyse de la sûreté devrait également servir d'aide à la prise de décision pour la direction de la centrale et l'organisme de réglementation lorsque de nouveaux problèmes et questions se posent au cours de la vie de la centrale. L'analyse initiale de sûreté de la centrale et la possibilité de refaire tout ou partie de cette analyse pour résoudre de nouveaux problèmes

techniques devraient être conservées pendant toute la durée de vie de la centrale. Il s'ensuit que les informations réelles, réactualisées de conception de la centrale et que les données concernant les performances d'exploitation devraient être prises en compte en tant que de besoin dans la modélisation de la centrale pour étayer ce processus d'analyse.

4.13. L'analyse de la sûreté devrait aider à recenser les problèmes, conditions de la centrale et événements initiateurs qui n'ont pas été pris en compte de manière adéquate au début de la conception. De même, l'analyse de la sûreté peut identifier les sujets, comme certains EIP ou critères d'acceptation, dont le traitement n'est pas nécessaire (c'est-à-dire dont un examen plus poussé montre qu'ils n'ont aucun impact sur la sûreté ou n'y contribuent pas, parce qu'ils se produisent extrêmement rarement, qu'ils ont une probabilité conditionnelle négligeable ou des conséquences potentielles induisant un impact minimum).

4.14. L'analyse de la sûreté devrait évaluer si :

- les modalités de mise en œuvre de la défense en profondeur sont suffisantes et si les niveaux de défense sont préservés c'est-à-dire si les séquences d'accidents potentielles sont stoppées le plus tôt possible ;
- la centrale peut résister aux conditions matérielles et environnementales auxquelles elle pourrait être soumise. Ceci pourrait inclure les conditions environnementales extrêmes et les autres conditions extrêmes ;
- les facteurs humains et les problèmes de performance humaine ont été convenablement traités ;
- les mécanismes de vieillissement à long terme qui pourraient nuire à la fiabilité de la centrale pendant sa durée de vie sont identifiés, surveillés et gérés (à l'aide d'une mise à niveau, d'une rénovation ou d'un remplacement, par exemple) afin que la sûreté ne soit pas affectée et que les risques n'augmentent pas.

4.15. L'analyse de la sûreté devrait prouver à l'aide d'essais, d'évaluations, de calculs ou d'analyses techniques que les équipements mis en place pour éviter que les incidents de fonctionnement prévus ou les accidents de dimensionnement ne dégénèrent en accidents graves et pour atténuer leurs effets, ainsi que les procédures incidentelles et les mesures de gestion des accidents, sont adéquates pour réduire les risques à un niveau acceptable.

4.16. Le processus d'analyse de la sûreté devrait être hautement crédible, grâce à un champ d'application suffisant, une qualité, une exhaustivité et une

exactitude qui inspirent confiance dans la sûreté de la conception au concepteur, à l'organisme de réglementation, à l'exploitant et au public. Les résultats de l'analyse de la sûreté garantiront avec un niveau de confiance élevé que la centrale se comportera comme prévu à la conception et satisfera à tous les critères d'acceptation au moment de la mise en service et tout au long de sa durée de vie.

Évaluations déterministes et probabilistes

4.17. L'obtention d'un haut niveau de sûreté devrait être essentiellement démontrée de manière déterministe. Toutefois, l'analyse de la sûreté devrait comporter éventuellement une approche déterministe et une approche probabiliste. Ces approches se sont avérées complémentaires et les deux devraient être utilisées dans le processus de prise de décision relatif à la sûreté et à la capacité de la centrale à obtenir une licence. L'approche probabiliste fournit des éléments sur la performance de la centrale, la défense en profondeur et les risques, ce que ne fait pas l'approche déterministe.

4.18. Le but de l'approche déterministe devrait être d'étudier le comportement de la centrale dans certaines conditions de fonctionnement et conditions accidentelles prédéfinies et d'appliquer un ensemble de règles spécifiques pour juger du bien-fondé de la conception.

4.19. En général, l'analyse déterministe à des fins de conception devrait être réservée. L'analyse d'accidents hors dimensionnement est généralement moins réservée que celle des accidents de dimensionnement.

4.20. L'étude probabiliste de sûreté (EPS) devrait avoir pour but de déterminer tous les éléments contribuant de manière importante aux risques résultant de l'exploitation de la centrale et devrait évaluer dans quelle mesure la conception de la configuration globale des systèmes est bien équilibrée, si certains risques ne sont pas trop élevés et si la conception répond aux objectifs probabilistes. L'EPS devrait de préférence utiliser des données et des hypothèses réalistes.

4.21. Les connaissances acquises grâce à l'analyse déterministe comme par l'EPS devraient être utilisées dans le processus de prise de décision. En général, on s'aperçoit que les connaissances acquises par ces deux approches sont cohérentes. En particulier, lorsque des faiblesses sont identifiées dans la conception ou dans l'exploitation de la centrale, ceci est généralement dû au

faible niveau de redondance ou de diversité des systèmes de sûreté mis en place pour remplir une ou plusieurs fonctions de sûreté.

4.22. Dans certains cas, les connaissances acquises à partir de l'analyse déterministe et de l'EPS ne sont pas cohérentes. Ce problème devrait être étudié au cas par cas.

Informations essentielles

4.23. Le processus d'analyse de la sûreté devrait être basé sur des informations complètes et exactes sur la conception de la centrale. Ces informations devraient concerner tous les SSC de la centrale, les interfaces avec l'extérieur du site et les caractéristiques spécifiques du site.

4.24. Les données relatives à la conception de la centrale devraient être archivées et tenue à jour pour refléter la centrale 'telle que construite' ou 'telle que modifiée'.

4.25. Dans le cas d'une centrale en exploitation, l'analyse de la sûreté (utilisée, par exemple, pour des modifications de conception) devrait se baser sur des données d'exploitation spécifiques à la centrale. Ceci inclut les informations sur les doses radiologiques que reçoivent les opérateurs en fonctionnement normal et les rejets de matières radioactives en fonctionnement. Pour les systèmes de la centrale, les données collectées devraient inclure les débits, niveaux de fluides, pressions et températures en fonctionnement normal, ainsi que les caractéristiques et le déroulement temporel des transitoires d'exploitation.

4.26. Les données d'exploitation devraient également inclure les informations sur la performance des composants et systèmes, la fréquence des événements initiateurs, les valeurs des taux de défaillance des composants, les modes de défaillance, l'indisponibilité des systèmes pendant la maintenance ou les essais et les temps de réparation des systèmes et composants.

4.27. Dans le cas d'une centrale en phase de conception, les données utilisées devraient être tirées des données génériques de centrales en exploitation de conception similaire ou de résultats de recherche ou d'essais. Dans le cas d'une centrale en exploitation, certains points de cette base de données générique peuvent être améliorés au cours du temps à l'aide de données spécifiques issues des données historiques d'exploitation et de maintenance de la centrale et des résultats des inspections et de l'expérience d'exploitation.

4.28. L'analyse de la sûreté devrait couvrir toutes les sources de matières radioactives présentes dans la centrale. En plus du cœur du réacteur, ceci inclut le combustible utilisé en transit, le combustible utilisé entreposé et les déchets radioactifs entreposés.

Critères d'acceptation pour l'analyse de la sûreté

4.29. Des critères d'acceptation devraient être définis pour l'évaluation déterministe et l'EPS. Ils reflètent normalement les critères utilisés par les concepteurs et les exploitants et sont cohérents avec les exigences de l'organisme de réglementation.

4.30. Les critères devraient être suffisants pour satisfaire à l'objectif général de sûreté nucléaire, l'objectif de protection radiologique et l'objectif de sûreté technique tels qu'énoncés dans les Fondements de sûreté [2] et dans le document Sûreté des centrales nucléaires : Conception [1].

4.31. En outre, des critères détaillés devraient être définis pour aider à garantir que ces objectifs de niveau supérieur sont atteints (voir paragraphes 4.98 et 4.103 ci-dessous). Généralement, ceci simplifiera l'analyse.

4.32. Les critères de sûreté probabilistes devraient être pris en compte lorsqu'ils ont été spécifiés dans la législation ou sous forme d'obligations réglementaires, ou devraient être développés le cas échéant. Ils devraient être liés à la probabilité d'accidents impliquant des conséquences radiologiques importantes comme l'endommagement du cœur, des rejets importants à l'extérieur du site et des doses de rayonnements pour les travailleurs et la population, suivant le cas.

ÉVÉNEMENTS INITIATEURS POSTULÉS

Identification des EIP

4.33. Le point de départ de l'analyse de la sûreté est l'ensemble des EIP qui doit être pris en compte. Un EIP est défini dans la réf. [1] comme étant un « événement recensé lors de la conception comme une cause possible d'incident de fonctionnement prévu ou de conditions accidentelles ». Les EIP incluent des événements tels que la défaillance d'équipements, les erreurs humaines, les événements résultant de l'activité humaine ou les événements

naturels. L'analyste déterministe de la sûreté et l'EPS devraient normalement utiliser un ensemble commun d'EIP.

4.34. L'ensemble d'EIP élaboré pour l'analyse de la sûreté devrait être exhaustif et devrait être défini de manière à couvrir toutes les défaillances plausibles des systèmes et composants de la centrale et toutes les erreurs humaines qui pourraient se produire lors d'un des états de fonctionnement de la centrale (comme le démarrage, l'arrêt ou le rechargement du combustible). Ceci devrait inclure les agressions d'origine interne ou externe.

4.35. L'ensemble d'EIP devrait être élaboré de manière systématique. Ceci devrait comporter l'adoption d'une approche structurée pour l'identification des EIP qui pourrait inclure les éléments suivants :

- l'utilisation de méthodes analytiques telles que l'analyse de risque et d'opérabilité (HAZOP)¹³, l'analyse des modes de défaillance et de leurs effets (AMDE)¹⁴, et les arbres de défaillances ;
- la comparaison avec la liste des EIP élaborée pour l'analyse de la sûreté de centrales similaires (bien que l'utilisation exclusive de cette méthode ne soit pas recommandée afin de ne pas répéter les erreurs antérieures) ;
- analyse des données tirées de l'expérience d'exploitation de centrales similaires.

4.36. L'ensemble des EIP pris en compte devrait inclure également les défaillances partielles des équipements si celles-ci peuvent contribuer de manière significative aux risques.

4.37. L'ensemble des EIP devrait être révisé au fur et à mesure de la progression de la conception et des évaluations de sûreté et un processus itératif entre ces deux activités devrait être mis en œuvre.

4.38. L'ensemble des EIP devrait également inclure les événements dont la fréquence ou les conséquences sont très faibles, au moins au début du processus. Il devrait être possible d'éliminer certains EIP. Néanmoins,

¹³ La méthode HAZOP est un processus systématique qui utilise un ensemble de mots clés pour identifier les défaillances qui peuvent se produire ou peuvent entraîner des EIP.

¹⁴ La méthode AMDE est un processus systématique qui étudie chacun des modes de défaillance du composant à tour de rôle pour déterminer s'il peut conduire à un EIP (voir l'appendice V de la réf. [10]).

l'élimination d'un EIP devrait être complètement justifiée et les raisons bien documentées. De nombreux EIP resteront dans l'analyse jusqu'au bout et ne seront considérés comme non significatifs qu'à la fin du processus.

4.39. La fréquence d'occurrence de tous les EIP devrait être définie. Alors que la fréquence d'occurrence devrait être définie quantitativement pour les applications de l'EPS, elle est utilisée de manière qualitative pour l'analyse déterministe.

EIP d'origine interne

4.40. Les EIP d'origine interne (ceux générés à l'intérieur de la centrale) devraient être développés afin d'identifier les possibles mises en défaut des fonctions fondamentales de sûreté. La manière dont les fonctions de sûreté sont remplies dépend de la conception détaillée de la tranche. Toutefois, parmi les catégories d'événements initiateurs identifiés on trouve généralement celles-ci :

- augmentation ou diminution de la capacité d'évacuation de la chaleur du système du circuit primaire du réacteur,
- augmentation ou diminution du débit primaire,
- anomalies de réactivité et de la distribution de puissance,
- augmentation ou diminution de l'inventaire primaire,
- rejet de matière radioactive d'un sous-système ou d'un composant.

4.41. L'identification de l'ensemble des EIP internes devrait également tenir compte des différentes possibilités de défaillance des systèmes et composants de sûreté et de la défaillance des systèmes et composants non classés sûreté qui peuvent avoir une influence sur une fonction de sûreté ou sur un système de sûreté fondamental. La plupart de ces défaillances peuvent être attribuées à l'une des catégories ci-dessus. Cependant, certains des EIP liés à des défaillances ne rentrent pas dans les catégories précitées et sont regroupés séparément. Parmi les exemples d'autres défaillances déterminées par les EPS effectuées jusqu'à présent se trouvent : a) les défaillances des systèmes d'appui tels que le système de refroidissement des composants et le système d'eau brute ; b) une inondation interne due à une défaillance d'un circuit d'eau, d'un système de lutte contre l'incendie ou de bâches d'expansion surélevées ; c) les signaux erronés entraînant l'isolement du confinement et la perte du refroidissement des pompes primaires ; et d) une ouverture intempestive de vannes de décharge.

4.42. Le processus d'identification de l'ensemble des EIP d'origine interne devrait également aborder les différents modes de défaillance de l'enveloppe de pression du circuit primaire. Il devrait inclure les ruptures de tuyauterie dans tous les endroits possibles, y compris celles qui pourraient se produire à l'extérieur de l'enceinte de confinement.

4.43. Les EIP d'origine interne devraient inclure les modes de défaillance qui pourraient se produire au cours des différents états de fonctionnement de la centrale (par exemple, les transitoires de réactivité lors de la criticité initiale du cœur et la perte de l'inventaire primaire lors du renouvellement du combustible, l'enceinte de confinement étant ouverte), à l'exception de ceux dont la durée est négligeable. Les états de fonctionnement de durée négligeable ne devraient être exclus qu'après une étude détaillée et une analyse prudente démontrant qu'ils ne sont pas significatifs par rapport à la fréquence d'endommagement calculée du cœur résultant des autres EIP.

4.44. L'ensemble des EIP devrait inclure ceux qui pourraient résulter d'erreurs humaines. Ceci peut aller d'opérations de maintenance erronées ou incomplètes à de mauvais réglages des seuils des systèmes de régulation ou à des actions inadaptées de l'opérateur. Ces EIP ne seront pas nécessairement similaires à ceux causés par une défaillance des équipements car ils peuvent éventuellement mettre en jeu des défaillances de cause commune en plus de l'événement initiateur.

4.45. Il faudrait inclure dans les EIP les événements tels que les incendies, les explosions, les impacts de projectiles provenant de la turbine et les inondations d'origine interne qui pourraient affecter la sûreté du réacteur et entraîner la défaillance de certains équipements des systèmes de sûreté qui fournissent une protection contre cet événement initiateur. Ces EIP ont déjà été abordés au chapitre 3.

EIP externes

4.46. L'ensemble des EIP identifiés devrait inclure tous les événements pouvant provenir de l'extérieur de la centrale et qui pourraient nuire à la sûreté nucléaire, y compris les agressions d'origine naturelle et celles d'origine humaine. Ces événements initiateurs externes pourraient conduire à des événements initiateurs internes et à la défaillance de certains équipements des systèmes de sûreté éventuellement nécessaires pour se protéger contre l'événement. Par exemple, un séisme pourrait entraîner la défaillance

d'équipements de la centrale en plus de la perte de l'alimentation électrique externe.

4.47. Les agressions d'origine naturelle plausibles sur un site donné devraient être incluses dans l'ensemble des EIP considérés pour l'analyse de la sûreté. Elles devraient inclure des agressions telles que séismes, incendies et inondations (y compris celles causées par la défaillance de barrages, digues ou quais) se produisant en dehors du site, les conditions climatiques extrêmes (température, pluie, neige et vents) et les éruptions volcaniques.

4.48. Les agressions externes plausibles d'origine humaine sur un site donné devraient être incluses dans l'ensemble des EIP considérés pour l'analyse de la sûreté. Elles devraient inclure les chutes d'aéronefs, les conséquences d'une explosion d'une usine proche ou d'un système de transport.

4.49. Des recommandations détaillées concernant les événements externes se trouvent dans les prescriptions de sûreté de l'AIEA relatives au site¹⁵ et dans les guides de sûreté connexes.

ANALYSE DÉTERMINISTE DE LA SÛRETÉ¹⁶

Fonctionnement normal

4.50. Les objectifs de l'analyse de la sûreté en fonctionnement normal devraient être de contrôler que :

- l'exploitation normale de la centrale peut se faire de manière sûre,

confirmant ainsi que :

- les doses radiologiques pour les travailleurs et la population restent dans des limites acceptables,

¹⁵ Collection Sécurité n° 50-C-S (Rev. 1), Code pour la sûreté des centrales nucléaires : Choix des sites (1989).

¹⁶ On trouvera davantage d'informations dans la publication de la collection Rapports techniques intitulée 'Accident Analysis for Nuclear Power Plants' (en préparation).

- les rejets programmés de matières radioactives restent dans des limites acceptables.

4.51. L'analyse de la sûreté en fonctionnement normal devrait prendre en compte toutes les conditions de la centrale dans lesquelles les systèmes et les équipements sont exploités comme prévu, sans sollicitations provenant de l'intérieur ou de l'extérieur. Ceci inclut toutes les phases de fonctionnement, en puissance et à l'arrêt, et de maintenance pour lesquelles la centrale a été conçue, et ce pendant toute sa durée de vie.

4.52. Le fonctionnement normal d'une centrale nucléaire inclut généralement les conditions suivantes :

- approche initiale de criticité du cœur ;
- démarrage normal du réacteur (depuis l'arrêt jusqu'à la criticité et la production d'énergie) ;
- production d'énergie à faible et pleine puissance ;
- modifications du niveau de puissance du réacteur y compris les modes de suivi de charge éventuellement ;
- arrêt du réacteur après fonctionnement ;
- arrêt en mode arrêt chaud ;
- arrêt en mode arrêt froid ;
- arrêt en mode renouvellement du combustible ou en mode maintenance pour lequel les dispositifs de fermeture de l'enveloppe sous pression du caloporteur du réacteur sont ouverts ;
- arrêt en d'autres modes ou avec d'autres configurations de la centrale avec des conditions particulières de température, pression ou volume de caloporteur ;
- manutention et entreposage de combustible neuf ou usé.

4.53. L'analyse de la sûreté devrait évaluer si le fonctionnement normal de la centrale peut s'effectuer de manière sûre, de sorte que les valeurs des paramètres de la centrale ne dépassent pas les limites de fonctionnement.

4.54. L'analyse de la sûreté devrait établir les conditions et les limites d'un fonctionnement sûr. Ceci devrait comporter des éléments tels que :

- limites de sécurité pour les système de protection et de régulation, et les autres systèmes de sûreté,
- conditions limites de fonctionnement et seuils de protection du système de régulation,

- contraintes administratives pour le contrôle d'exploitation des processus,
- identification des configurations d'exploitation admissibles.

La réf. [8] fournit des informations plus détaillées.

4.55. L'évaluation de la sûreté de la conception en fonctionnement normal devrait vérifier que l'arrêt d'urgence du réacteur ou la mise en service des systèmes de sûreté ne se produisent que lorsque cela est nécessaire. Des arrêts d'urgence intempestifs ou la mise en service intempestive des systèmes de sûreté nuisent généralement à la sûreté.

*Doses radiologiques pour les travailleurs
et la population en fonctionnement normal*

4.56. L'analyse de la sûreté en fonctionnement normal devrait comporter une analyse de la conception globale et du fonctionnement de la centrale permettant de : prévoir les doses de rayonnements susceptibles d'être reçues par les travailleurs et la population ; vérifier que ces doses restent dans des limites acceptables ; et s'assurer que le principe spécifiant que ces doses devraient être aussi basses que raisonnablement possible a été respecté.

4.57. Pour les travailleurs du site, les prévisions de dose devraient être basées sur les opérations spécifiques qu'impliquent l'exploitation et la maintenance de la centrale. Les prévisions de dose devraient inclure la contribution du rayonnement direct et de l'ingestion de matières radioactives. L'analyse devrait prendre en compte la durée, la fréquence et le nombre de personnes concernées par chaque tâche à effectuer. La dose individuelle maximum et la dose annuelle moyenne du groupe devraient être estimées.

4.58. Pour la population, les prévisions de dose devraient inclure la contribution du rayonnement direct, de l'ingestion de matières radioactives et les doses reçues, via la chaîne alimentaire, et résultant des rejets de matières radioactives de la centrale. Les doses devraient être estimées pour le groupe critique.

4.59. Lorsque les prévisions de dose comportent des incertitudes, des hypothèses prudentes devraient être retenues.

4.60. Lorsque les prévisions de dose dépendent des débits de dose dus à l'accroissement de l'inventaire de matières radioactives ou du niveau de

contamination, elles devraient être basées sur les valeurs maximales susceptibles d'apparaître au cours de la vie de la centrale.

4.61. Les prévisions de dose devraient prendre en compte toutes les données pertinentes tirées du retour d'expérience d'exploitation. Elles pourraient être déduites de l'exploitation de la centrale elle-même ou de centrales similaires.

4.62. Ces estimations de dose devraient être comparées aux critères radiologiques établis pour la centrale. Ceux-ci devraient inclure les limites de dose imposées par la législation ou par l'organisme de réglementation et tenir compte des recommandations en vigueur de la Commission internationale de protection radiologique (CIPR).

4.63. Les résultats de ces estimations de dose devraient être évalués afin d'identifier toute faiblesse de la conception ou du système d'exploitation de la centrale ; lorsque cela est raisonnablement réalisable des améliorations devraient être apportées.

Rejets programmés de matières radioactives de la centrale

4.64. L'analyse de la sûreté en fonctionnement normal devrait comporter une estimation des rejets de matières radioactives programmés de la centrale.

4.65. Ces estimations devraient être comparées aux critères radiologiques établis pour la centrale, y compris les exigences juridiques ou imposées par l'organisme de réglementation et examinées du point de vue du principe ALARA. La conception et le fonctionnement de la centrale devraient être évalués et des améliorations apportées lorsque cela est raisonnablement réalisable afin de réduire les rejets programmés.

Incidents de fonctionnement prévus et accidents de dimensionnement

4.66. Les conditions de la centrale prises en compte dans l'analyse du dimensionnement incluent les incidents de fonctionnement prévus et les accidents de dimensionnement. La séparation est basée sur leur fréquence d'occurrence.

4.67. Les incidents de fonctionnement prévus sont des événements plus complexes que les opérations exécutées en fonctionnement normal et qui peuvent potentiellement nuire à la sûreté du réacteur. On peut s'attendre que ces incidents se produisent au moins une fois au cours de la durée de vie de

la centrale. En général, leur fréquence d'apparition est supérieure à 10^{-2} par année-réacteur.

4.68. La fréquence des accidents de dimensionnement est plus faible que celle des incidents de fonctionnement prévus. Ils ne sont pas censés se produire au cours de la durée de vie de la centrale mais, conformément au principe de défense en profondeur, ils ont été pris en compte pour la conception de la centrale nucléaire. Les accidents de dimensionnement ont une fréquence d'apparition de 10^{-2} à 10^{-5} par année-réacteur, bien qu'il existe certains groupes d'EIP, ayant des fréquences plus faibles, traditionnellement inclus dans le dimensionnement.

4.69. L'objectif de l'analyse de dimensionnement devrait être de démontrer solidement la tolérance de la conception aux défaillances et l'efficacité des systèmes de sûreté. Ceci est accompli en effectuant une analyse prudente qui devrait prendre en compte les incertitudes des modélisations.

Événements initiateurs postulés conduisant à des incidents de fonctionnement prévus

4.70. Pour de nombreux EIP les systèmes de régulation compenseront les effets de l'événement sans arrêt d'urgence du réacteur ou autre action exigée des systèmes de sûreté (niveau 2 de la défense en profondeur). Toutefois, la catégorie des incidents de fonctionnement prévus devrait inclure tous les EIP qui pourraient se produire au cours de la durée de vie de la centrale et pour lesquels l'exploitation peut reprendre après correction du défaut.

4.71. Les exemples types d'EIP conduisant à des incidents de fonctionnement prévus pourraient inclure ceux donnés ci-dessous. Cette liste est essentiellement indicative. La liste réelle dépendra du type de réacteur et de la conception effective des systèmes de la centrale.

- *Augmentation de l'évacuation de la chaleur du réacteur* : ouverture intempestive des soupapes du circuit secondaire ; dysfonctionnements de la régulation de pression secondaire conduisant à une augmentation du débit vapeur ; dysfonctionnements du système d'eau alimentaire conduisant à une augmentation de la vitesse de refroidissement.
- *Diminution de l'évacuation de la chaleur du réacteur* : déclenchement des pompes alimentaires ; réduction du débit de vapeur pour des raisons diverses (dysfonctionnements du système de régulation, fermeture de

- la vanne d'isolement vapeur principale, déclenchement turbine, perte de la charge, perte d'alimentation électrique, perte de vide au condenseur).
- *Diminution du débit primaire* : arrêt d'une pompe primaire ; isolement intempestif d'une boucle primaire (le cas échéant).
 - *Anomalies de réactivité et dans la distribution de puissance du cœur* : retrait intempestif des barres de commande ; dilution du bore due à un dysfonctionnement du système de contrôle volumétrique et chimique (pour un REP) ; mauvais positionnement d'un assemblage combustible.
 - *Augmentation de l'inventaire primaire* : dysfonctionnement du système de contrôle volumétrique et chimique.
 - *Diminution de l'inventaire primaire* : petite brèche due à une défaillance d'un piquage d'instrumentation.
 - *Rejet de matières radioactives d'un sous-système ou d'un composant* : faible fuite d'un système d'effluents.

Événements initiateurs postulés conduisant à des accidents de dimensionnement

4.72. Le sous-ensemble des EIP dont on considère qu'ils conduisent à des accidents de dimensionnement devrait être identifiés. Tous les EIP identifiés comme initiateurs d'incidents de fonctionnement prévus devraient également être considérés comme étant des initiateurs potentiels d'accidents de dimensionnement. Bien qu'il ne soit pas courant d'inclure des EIP possédant une très faible fréquence d'occurrence, l'établissement d'un seuil limite devrait prendre en compte les objectifs de sûreté établis pour chaque réacteur.

4.73. Des exemples types d'EIP conduisant à des accidents de dimensionnement pourraient inclure ceux donnés ci-dessous. Cette liste est essentiellement indicative. La liste réelle dépendra du type de réacteur et de la conception finale :

- Augmentation de l'évacuation de la chaleur du réacteur : ruptures de tuyauterie vapeur.
- Diminution de l'évacuation de la chaleur du réacteur : ruptures de tuyauterie d'eau alimentaire.
- Diminution du débit du système primaire : déclenchement de toutes les pompes primaires ; rupture ou blocage du rotor d'une pompe primaire.
- Anomalies de réactivité et dans la distribution de puissance du cœur : retrait incontrôlé d'une barre de commande ; éjection d'une barre de commande ; dilution du bore due au démarrage d'une boucle inactive (dans le cas d'un REP).

- Augmentation de l’inventaire primaire : fonctionnement intempestif du système de d’injection de sécurité.
- Diminution de l’inventaire primaire : spectre de brèches primaires plausibles ; ouverture involontaire des soupapes de décharge du circuit primaire ; fuites de caloporteur primaire vers le circuit secondaire.
- Rejet de matières radioactives d’un sous-système ou d’un composant : surchauffe ou endommagement du combustible utilisé en transit ou entreposé ; rupture d’un système de traitement d’effluents gazeux ou liquides.

4.74. Il faut noter que certains des initiateurs d’accident qui ont été traités historiquement comme des accidents de dimensionnement peuvent avoir une fréquence inférieure à 10^{-5} par an. Ce peut être éventuellement le cas pour des EIP tels que les grosses brèches primaires pour les centrales conçues et construites selon des normes modernes. Les dispositions réglementaires peuvent, toutefois, exiger que ces EIP soient considérés comme appartenant à la catégorie des accidents de dimensionnement.

Regroupement

4.75. Un grand nombre d’EIP seront identifiés en suivant les recommandations fournies ci-dessus. Il n’est pas nécessaire d’analyser la totalité de ces EIP. La pratique habituelle est de les regrouper et, pour chaque groupe, de choisir des situations limites pour l’analyse.

4.76. Ces situations limites devraient identifier les accidents qui sollicitent le plus chacune des principales fonctions identifiées. Dans certains cas, un accident peut être le plus pénalisant par rapport à un paramètre de sûreté (par exemple, pic de pression du système de refroidissement du réacteur) et un autre peut être le plus pénalisant pour un autre paramètre (pic de température du combustible). Dans ces cas-là, toutes ces séquences accidentelles sont traitées dans le processus de conception en tant que cas limites.

4.77. L’analyse de la sûreté devrait confirmer que le regroupement et la délimitation des événements initiateurs sont acceptables.

*Objectifs de l'analyse des incidents de fonctionnement prévus
et des accidents de dimensionnement*

4.78. L'analyse des incidents de fonctionnement prévus et des accidents de dimensionnement devrait prouver que les systèmes de sûreté sont capables de satisfaire aux exigences de sûreté c'est-à-dire qu'ils peuvent :

- arrêter le réacteur et le maintenir dans des conditions d'arrêt sûres pendant et après un accident de dimensionnement ;
- évacuer la chaleur résiduelle du cœur après l'arrêt du réacteur et ce pour toutes les conditions de fonctionnement et toutes les accidents de dimensionnement ;
- réduire le potentiel de rejet de matières radioactives et garantir que tous les rejets sont inférieurs aux limites prescrites pour les conditions de fonctionnement et inférieurs aux limites acceptables lors des accidents de dimensionnement.

4.79. L'analyse de la sûreté devrait prouver que les limites de la centrale et les limites radiologiques ne sont pas dépassées. Il faudrait démontrer, en particulier, que tout ou partie des barrières empêchant le rejet de matières radioactives conserveront leur intégrité dans la mesure nécessaire.

4.80. L'analyse de la sûreté devrait établir les exigences de conception de la tranche et les seuils des systèmes de protection pour garantir que les fonctions de sûreté essentielles sont toujours maintenues. Les événements de référence servent de base pour la conception des systèmes de contrôle de la réactivité, du circuit primaire, des systèmes de sûreté (par exemple, le système d'injection de sécurité, le système de confinement et les systèmes de protection du confinement), des systèmes d'alimentation électrique et des différents systèmes auxiliaires importants pour la sûreté.

4.81. Les durées évaluées pour les événements devraient être suffisantes pour déterminer toutes les conséquences des événements de référence. Ceci implique que les calculs des transitoires de la centrale soient étendus au-delà du moment où la centrale a été mise à l'arrêt et les systèmes de refroidissement de sûreté activés (c'est-à-dire jusqu'à ce qu'un état stable à long terme ait été atteint).

4.82. Pour les nouvelles centrales et les centrales faisant l'objet d'une évaluation périodique de la sûreté, une identification et une évaluation complètes de tous les événements de référence devraient être effectuées. Dans

le cas de modifications de centrales existantes, l'évaluation devrait se concentrer sur les événements de référence concernés par les modifications.

4.83. Dans le cas de modifications ou de réévaluation d'une centrale existante, la méthodologie et les hypothèses utilisées lors de la conception d'origine doivent éventuellement être changées pour plusieurs raisons :

- la base de conception initiale ou les critères d'acceptation d'origine peuvent ne plus convenir ;
- les outils d'analyse de la sûreté utilisés peuvent avoir été remplacés par des méthodes plus sophistiquées ;
- la base de conception initiale peut ne plus être respectée.

4.84. L'analyse de la sûreté effectuée pour les incidents de fonctionnement prévus est essentiellement identique à celle employée pour l'étude des accidents. Toutefois, pour la première, l'analyse n'a pas besoin d'être aussi prudente que celle des accidents de dimensionnement. Par exemple, l'analyse des incidents de fonctionnement prévus ne fera pas nécessairement l'hypothèse d'une indisponibilité de tous les équipements et systèmes non classés de sûreté.

4.85. En outre, les incidents de fonctionnement prévus ne devraient pas conduire à des sollicitations inutiles des équipements de sûreté conçus principalement pour la protection en cas d'accidents de dimensionnement.

Méthodes et hypothèses pour l'analyse des incidents de fonctionnement prévus et des accidents de dimensionnement

Méthodes

4.86. L'analyse de la sûreté pour les incidents de fonctionnement prévus et les accidents de dimensionnement devrait utiliser des codes machine neutroniques, thermohydrauliques, mécaniques ou radiologiques adaptés pour déterminer le comportement du réacteur en cas incidents de fonctionnement ou lors des accidents de dimensionnement.

4.87. Les codes machine utilisés pour effectuer l'analyse des incidents de fonctionnement prévus et des accidents de dimensionnement devraient être correctement vérifiés et validés. Ceci inclut les codes utilisés pour prévoir le comportement du cœur, les codes de thermohydraulique et les codes relatifs aux rejets radiologiques et à leurs conséquences. En outre, les analystes et les

utilisateurs des codes devraient être suffisamment qualifiés, expérimentés et formés.

4.88. Les codes machine utilisés pour l'analyse de la sûreté relative aux accidents de dimensionnement et aux incidents de fonctionnement prévus devraient utiliser le retour d'expérience d'exploitation de centrales nucléaires similaires et les données expérimentales correspondantes. Comme on s'attend que les incidents de fonctionnement prévus se produisent au moins une fois au cours de la durée de vie de la centrale, il existe une base cumulée de données et d'expérience d'exploitation pour ces transitoires.

4.89. Les paramètres, conditions initiales et hypothèses de disponibilité des équipements utilisés dans les codes machine sont traditionnellement très prudents avec des valeurs limites pour tous les paramètres d'analyse. Toutefois, dans le passé cela a parfois conduit à des séquences d'événements trompeuses, des prévisions d'échelles de temps irréalistes et l'omission de certains phénomènes physiques. Tenant compte de ces défauts et de la maturité actuelle des codes machine réalistes, ceux-ci devraient être utilisés dans une analyse de la sûreté en combinaison avec une sélection relativement prudente des données d'entrée et une évaluation suffisante des incertitudes des résultats.

4.90. Il peut également être acceptable d'utiliser une combinaison d'un code machine réaliste et d'hypothèses réalistes pour les conditions initiales et les conditions aux limites. Une telle approche devrait être basée sur des incertitudes combinées statistiquement pour les conditions de la centrale et les modèles de calculs afin d'établir, avec une forte probabilité spécifiée, que les résultats calculés ne dépassent pas les critères d'acceptation.

4.91. L'analyse de la sûreté devrait être assujettie à un programme d'AQ adéquat. En particulier, toutes les sources de données devraient être référencées et documentées et tout le processus devrait être enregistré et archivé afin de permettre une vérification indépendante.

Hypothèses

4.92. Les hypothèses prudentes faites pour l'analyse du dimensionnement devraient typiquement inclure ce qui suit :

- L'événement initiateur se produit à un moment défavorable pour ce qui concerne les conditions initiales du réacteur y compris le niveau de

- puissance, le niveau de chaleur résiduelle, les conditions de réactivité, et la pression, la température et le volume du caloporteur primaire.
- Les systèmes de régulation ne devraient être supposés fonctionner que si leur fonctionnement aggrave les conséquences de l'événement initiateur. Le fonctionnement des systèmes de régulation ne devrait pas être pris en compte dans la limitation des conséquences de l'événement initiateur.
 - Tous les systèmes et équipements de la centrale non classés de sûreté (qualification complète des appareils, sismique, AQ) devraient être supposés indisponibles et dans leur état le plus pénalisant relativement aux EIP analysés.
 - La défaillance unique la plus pénalisante devrait être postulée dans l'un des groupes de sûreté requis pour l'événement initiateur considéré. Pour les systèmes redondants on suppose souvent que le nombre minimum de trains requis démarre et continue à fonctionner.
 - Les systèmes de sûreté devraient être supposés fonctionner avec leurs capacités minimales. Pour l'arrêt d'urgence et les systèmes permettant la mise en service des systèmes de sûreté, il faudrait faire l'hypothèse que l'action se produit à l'extrémité la plus défavorable de la plage de valeurs des paramètres.
 - Tous les structures, systèmes ou composants qui ne peuvent pas être considérés comme étant complètement opérationnels ou qui atteignent, au cours de l'accident, une limite pour laquelle le concepteur n'a pas prouvé leur complète opérabilité, devraient être supposés indisponibles.
 - Les actions des opérateurs visant à prévenir ou limiter les conséquences de l'accident ne devraient être modélisées que s'il peut être prouvé qu'ils disposent de suffisamment de temps pour les exécuter, que de nombreuses informations sont disponibles pour diagnostiquer l'événement (en tenant compte des effets de l'événement initiateur et du critère de défaillance unique), que des procédures écrites adéquates sont disponibles et qu'une formation suffisante a été prodiguée. De manière générale, les actions des opérateurs sont généralement supposées possibles au plus tôt dix minutes après le début de l'événement.

4.93. Les hypothèses prudentes retenues devraient prendre en compte les incertitudes concernant les conditions initiales du réacteur, y compris celles relatives aux valeurs de réglage des seuils de protection.

4.94. L'analyse du dimensionnement devrait inclure les défaillances qui pourraient résulter de l'événement initiateur (et font donc partie des EIP). Celles-ci incluent :

- Si l'événement initiateur est une défaillance d'une partie d'un réseau de distribution électrique, l'analyse des accidents de dimensionnement devrait supposer l'indisponibilité de tous les équipements alimentés par cette partie du réseau de distribution.
- Si l'événement initiateur est un événement énergétique, comme la défaillance d'un système sous pression qui conduit à la libération d'eau chaude ou à un effet de fouettement de tuyauterie, la définition de l'accident de dimensionnement devrait inclure la défaillance des équipements qui pourraient être affectés.
- Pour les événements internes comme les incendies ou les inondations ou les événements externes comme les séismes, la définition de l'événement de référence devrait inclure la défaillance de tous les équipements qui ne sont ni conçus pour résister aux effets de l'événement ni protégés contre cet événement.

4.95. Étant donné la nature très prudente de ces hypothèses, l'analyse de dimensionnement apporte souvent la preuve solide de l'existence d'une marge importante par rapport aux limites de sûreté. Toutefois, il faut être prudent lorsqu'on utilise les résultats de cette analyse car ce n'est pas toujours le cas.

4.96. L'analyse de la sûreté relative aux incidents de fonctionnement prévus devrait inclure également une grande partie des hypothèses prudentes de l'analyse déterministe des accidents de dimensionnement, en particulier celles qui concernent les systèmes permettant le maintien des fonctions de sûreté au cours de ces transitoires. Il n'est pas nécessaire, toutefois, de supposer que tous les systèmes et équipements non classés de sûreté sont indisponibles et qu'on ne peut pas prendre en compte les systèmes de régulation pour limiter les conséquences de l'événement initiateur sauf si l'EIP rend ces systèmes indisponibles.

4.97. Les résultats de l'évaluation devraient être structurés et présentés sous une forme appropriée pour permettre une bonne compréhension du déroulement de l'événement et permettre une vérification aisée des critères d'acceptation individuels.

Critères d'acceptation

4.98. Des critères d'acceptation devraient être définis pour les événements et conditions considérés dans le dimensionnement comme exposé dans la réf. [1]. Ces critères devraient garantir qu'un niveau adéquat de défense en profondeur

est maintenu en prévenant l'endommagement des barrières contre le rejet de matières radioactives et en prévenant des rejets radiologiques inacceptables.

4.99. Les critères d'acceptation devraient être élaborés à deux niveaux comme indiqué ci-dessous :

- Des critères généraux/de haut niveau relatifs aux doses pour les populations ou à la prévention des défaillances de l'enveloppe sous pression après un accident. Ils sont souvent définis par la loi ou par l'organisme de réglementation.
- Des critères détaillés définis par le concepteur ou l'analyste. Ils sont choisis de manière à être suffisants mais pas nécessairement à satisfaire aux critères généraux d'acceptation. En outre, l'analyste peut définir des objectifs à un niveau plus détaillé (critères d'acceptation plus exigeants) pour simplifier l'analyse (par exemple, pour éviter d'avoir à faire des calculs très complexes). Le domaine et les conditions d'applicabilité de chacun des critères spécifiques devraient être clairement spécifiés.

4.100. Les critères d'acceptation devraient se rapporter aux conditions associées à l'accident – par exemple, la fréquence de l'événement initiateur ou la conception du réacteur et les conditions de la centrale. Différents critères sont généralement nécessaires pour juger de la vulnérabilité des barrières individuelles et pour divers aspects de l'accident. Des critères plus contraignants sont souvent appliqués pour les événements qui se produisent plus souvent.

4.101. Les critères d'acceptation radiologiques pour les incidents de fonctionnement prévus sont généralement plus restrictifs car la fréquence de ces événements est plus élevée. En général, ils ne devraient entraîner aucune défaillance des barrières matérielles (matrice du combustible, gaines du combustible, confinement ou enveloppe sous pression du caloporteur primaire) et aucun dommage sur le combustible (ou aucun endommagement supplémentaire du combustible si, à l'intérieur des limites d'exploitation, une fuite mineure du gainage existe déjà).

4.102. Le critère général d'acceptation pour les accidents de dimensionnement devrait être soit l'absence d'impact radiologique à l'extérieur du site soit seulement un impact radiologique mineur à l'extérieur de la zone d'exclusion. La notion d'impact radiologique mineur devrait être définie par l'organisme de réglementation mais correspond généralement à des limites de dose très

restrictives destinées à exclure la nécessité de mesures d'urgence à l'extérieur du site.

4.103. Les critères d'acceptation détaillés pourraient inclure ce qui suit :

- Un événement ne devrait pas dégénérer vers un événement plus grave en l'absence d'une autre défaillance indépendante. Ainsi, un incident de fonctionnement prévu ne devrait pas à lui seul générer un accident de dimensionnement et ce dernier ne devrait pas, seul, dégénérer vers un accident hors-dimensionnement.
- Il ne devrait exister aucune perte induite de fonction des systèmes de sûreté nécessaires pour limiter les conséquences d'un accident.
- Les systèmes utilisés pour réduire l'impact des accidents devraient être conçus de façon à résister aux charges, contraintes et conditions environnementales maximales des accidents analysés. Ceci devrait être évalué à l'aide d'analyses distinctes couvrant les conditions environnementales (c'est-à-dire température, humidité et environnement chimique) ainsi que les charges thermiques et mécaniques imposées aux structures et composants de la centrale.
- La pression dans les circuits primaires et secondaires ne devrait pas dépasser les limites de conception des conditions correspondantes de la centrale. Une analyse supplémentaire de la surpression peut être nécessaire pour étudier l'influence des défaillances sur les vannes de décharge et les soupapes de sûreté.
- Le nombre de défaillances des gaines de combustible pouvant se produire devrait être établi pour chaque type d'EIP afin de pouvoir satisfaire aux critères radiologiques généraux.
- Dans le cas des pertes de caloporteur primaire avec dénoyage et échauffement du combustible, le refroidissement et l'intégrité structurelle des crayons de combustible devraient être maintenus.
- Aucun événement ne devrait entraîner le dépassement des valeurs de température, pression et différences de pression à l'intérieur du confinement utilisées dans le dimensionnement du confinement.

Considérations sur les accidents hors-dimensionnement et les accidents graves

4.104. Les accidents dont la gravité dépasse celle des accidents de dimensionnement sont appelés accidents hors-dimensionnement. Ils peuvent entraîner les différentes conséquences suivantes :

- Ils tombent dans le domaine des critères d'acceptation prudents retenus pour les accidents de dimensionnement, bien qu'une analyse réaliste puisse être nécessaire pour le prouver.
- Ils dépassent les critères d'acceptation prudents retenus pour les accidents de dimensionnement mais ne devraient pas entraîner de dommages importants sur le combustible ou un dépassement des limites d'endurance du circuit primaire, sur la base d'une évaluation réaliste.
- Du fait de défaillances multiples et/ou d'erreurs de l'opérateur, les systèmes de sûreté ne remplissent pas une ou plusieurs fonctions de sûreté entraînant ainsi un endommagement important du cœur qui compromet l'intégrité des barrières restantes s'opposant au rejet de matières radioactives de la centrale. Ces accidents sont appelés accidents graves. Les accidents graves peuvent éventuellement évoluer vers :
 - l'endommagement du cœur et la défaillance du circuit primaire, mais pas du confinement
 - l'endommagement du cœur et la défaillance du circuit primaire et du confinement, conduisant à un rejet important de matières radioactives dans l'environnement et demandant des mesures d'intervention d'urgence à l'extérieur du site.

4.105. L'analyse de la sûreté devrait viser à quantifier une marge de sûreté pour la centrale et à prouver qu'un certain niveau de défense en profondeur existe pour cette catégorie d'accidents. Lorsque ceci est raisonnablement réalisable, il faudrait mettre en place des mesures permettant :

- d'éviter que les événements ne dégénèrent en accidents graves, de contrôler la progression des accidents graves et de limiter les rejets de matières radioactives grâce à la mise en place d'équipements supplémentaires et de procédures de gestion des accidents ;
- de limiter les conséquences radiologiques qui pourraient se produire grâce à la mise en place de plans d'urgence sur le site et hors du site.

Pour les scénarios d'accidents graves hypothétiques qui pourraient conduire à une défaillance précoce du confinement (par exemple, fusion du cœur à haute pression dans les REP), il faudrait prouver qu'ils peuvent être exclus avec un niveau de confiance élevé.

Sélection des accidents graves pour l'analyse de la sûreté

4.106. L'analyse des accidents graves devrait porter sur un ensemble de scénarios représentatifs dans lesquels les systèmes de sûreté ont mal fonctionné

et où certaines des barrières contre le rejet de matières radioactives ont été détruites ou contournées. Ces scénarios devraient être sélectionnés en ajoutant d'autres défaillances ou d'autres actions incorrectes de l'opérateur à des scénarios d'accidents de dimensionnement (pour inclure la défaillance du système de sûreté) et aux séquences dominantes des EPS.

4.107. Les séquences d'événements significatives pouvant conduire à des accidents graves devraient être identifiées à l'aide d'une combinaison de méthodes probabilistes et déterministes et d'un bon jugement technique.

4.108. La méthode la plus rigoureuse pour identifier les séquences d'accidents graves est d'utiliser les résultats d'EPS niveau 1 (voir paragraphe 4.124). Toutefois, il peut également être possible d'identifier des séquences représentatives ou enveloppes en appréhendant bien les phénomènes physiques mis en jeu lors des accidents graves, les marges de conception et le niveau de redondance des systèmes en cas d'accidents de dimensionnement.

4.109. Des exemples d'initiateurs d'accidents graves sont :

- perte complète de l'évacuation de la chaleur résiduelle du cœur du réacteur,
- accident de perte de caloporteur avec perte complète système d'injection de sécurité,
- perte complète et de longue durée de l'alimentation électrique.

4.110. Les détails des séquences d'accidents graves devant être analysées différeront selon la conception des systèmes de sûreté du réacteur.

4.111. L'évaluation des accidents graves devrait prendre en compte les capacités complètes de la centrale, y compris l'utilisation de systèmes de sûreté classés et non classés au-delà de leurs conditions de fonctionnement initialement prévues afin de stabiliser l'accident grave dans un état contrôlé et/ou de limiter les conséquences. Si une utilisation non prévue des systèmes est prise en considération, il devrait exister une justification raisonnable pour supposer qu'ils pourront être et seront utilisés conformément à l'analyse.

Méthodes et hypothèses pour l'analyse des accidents graves

4.112. Il n'existe aucun consensus général en ce qui concerne la meilleure méthode à adopter pour l'analyse des accidents graves et les critères d'acceptation associés. Toutefois, il existe une nette tendance à l'adoption des

critères suivants ou de critères similaires dans le cas des nouveaux modèles de réacteurs. L'analyse des accidents graves devrait généralement être réalisée en utilisant les critères de décision, données, méthodes et hypothèses réalistes. Lorsque ceci n'est pas possible, des hypothèses raisonnablement prudentes prenant en compte les incertitudes relatives à la compréhension des processus physiques modélisés devraient être retenues .

4.113. L'analyse des accidents graves devrait modéliser l'ensemble des processus physiques qui pourraient intervenir à la suite d'un endommagement du cœur et qui pourraient conduire à un rejet de matières radioactives dans l'environnement. Ceci devrait inclure, selon le cas :

- les processus de dégradation du cœur et la fusion du combustible ;
- les interactions corium-eau (y compris les explosions de vapeur) ;
- la rétention du corium à l'intérieur de la cuve ;
- le percement de la cuve ;
- la distribution de chaleur dans le circuit primaire ;
- l'éjection du corium en pression et le chauffage direct du confinement ;
- la production et la combustion d'hydrogène ;
- la défaillance ou le bipasse du confinement ;
- l'interaction corium-béton ;
- le rejet et le transport de produits de fission ;
- la possibilité de refroidir le corium en cuve et hors cuve.

4.114. L'analyse mettra généralement en œuvre une approche à plusieurs niveaux en utilisant différents codes, y compris des codes détaillés d'analyse du confinement et de la tranche, des codes plus simplifiés d'évaluation des risques et 'à effets séparés' et des études d'impact radiologique et d'évaluation du terme source. L'utilisation d'une gamme complète de codes garantira que tous les phénomènes prévus seront convenablement analysés.

4.115. L'évaluation devrait garantir que le cœur du réacteur, le circuit primaire et le confinement sont modélisés physiquement de manière précise. Ces modèles physiques sont particulièrement importants pour l'analyse et influent fortement sur la détermination du déroulement de l'accident.

Critères d'acceptation

4.116. Les critères d'acceptation pour les accidents graves sont habituellement formulés en termes de critères de risque (critères de sûreté probabilistes). Ils

sont abordés dans les paragraphes 4.219–4.231. Il n'existe toutefois pas de consensus général sur ces critères.

Des critères d'acceptation déterministes ont également été spécifiés dans plusieurs pays, typiquement comme suit :

- la défaillance du confinement ne devrait pas se produire à court terme à la suite d'un accident grave,
- il ne devrait pas y avoir d'effets à court terme sur la santé à la suite d'un accident grave,
- les effets à long terme sur la santé et le rejet de ^{137}Cs devraient être inférieurs aux limites prescrites à la suite d'un accident grave.

Prise en considération des accidents graves dans la conception

4.117. Le but de l'analyse des accidents graves devrait être :

- d'évaluer la capacité de la conception de résister aux accidents graves et d'identifier les points faibles spécifiques. Ceci inclut l'évaluation des équipements qui pourraient être utilisés pour la gestion des accidents et de l'instrumentation qui pourrait être utilisée pour suivre le déroulement de l'accident ;
- d'évaluer la nécessité de certaines caractéristiques qui pourraient être incorporées à la conception de la centrale¹⁷ pour améliorer la défense en profondeur dans le cas d'accidents graves ;
- d'identifier les mesures de gestion des accidents qui pourraient être prises pour en limiter les effets ;
- de développer un programme de gestion des accidents à mettre en œuvre lors d'accidents hors-dimensionnement et de situations d'accidents graves ;
- de fournir des données d'entrée pour les plans d'urgence à l'extérieur du site.

¹⁷ Ces caractéristiques de conception sont notamment les suivantes :

- Dispositif de récupération du cœur ou zone d'étalement du cœur et béton du radier résistant à l'endommagement par fusion du cœur.
- Recombineurs d'hydrogène d'une capacité suffisante pour faire face au rythme de production d'hydrogène envisageable après un accident grave.
- Système de confinement à éventage filtré qui servirait à plus long terme à empêcher la défaillance du confinement due à une surpression après un accident grave.

4.118. Pour les nouvelles centrales, les accidents graves devraient être pris en considération dans la phase de conception. Cependant, pour les centrales en service, il faudrait élaborer un programme de gestion des accidents utilisant pleinement tous les équipements et toutes les procédures disponibles pour limiter les conséquences de l'accident. Ces mesures pourraient inclure l'utilisation de systèmes pouvant permettre de suppléer fonctionnellement les systèmes défaillants, de procédures et de méthodes pour utiliser les équipements qui ne sont pas classés sûreté et l'utilisation d'équipements extérieurs pour le remplacement provisoire d'un composant standard. Les détails concernant le développement et la mise en œuvre des programmes de gestion des accidents sont abordés dans une publication de l'AIEA [9].

4.119. L'efficacité des dispositions de conception et des mesures de gestion des accidents précitées vis-à-vis de la réduction des risques devrait être évaluée par une EPS.

Plans d'urgence

4.120. L'analyse des accidents graves devrait également fournir des données aux autorités civiles pour les plans d'urgence et les interventions à l'extérieur du site.

4.121. Les résultats de l'analyse des accidents graves devraient être utilisés pour identifier les termes sources qui pourraient servir de base aux plans d'urgence à l'extérieur du site.

4.122. Les termes sources pourraient également être utilisés pour prouver l'efficacité du confinement des populations, de la prise de comprimés d'iode de potassium, des interdictions alimentaires et de l'évacuation.

ÉTUDE PROBABILISTE DE SÛRETÉ

Introduction

4.123. L'étude probabiliste de sûreté est une méthode exhaustive et structurée d'identification des scénarios d'accident et d'estimation chiffrée des risques. Les EPS de centrales nucléaires sont normalement effectuées à trois niveaux comme indiqué ci-dessous.

4.124. L'**EPS de niveau 1** identifie les séquences d'événements qui peuvent conduire à un endommagement du cœur, estime la fréquence d'endommagement du cœur et donne une vue générale des forces et des faiblesses des systèmes et procédures de sûreté mis en œuvre pour éviter l'endommagement du cœur.

4.125. L'**EPS de niveau 2** identifie les scénarios conduisant à des rejets radioactifs vers l'environnement et estime leur ampleur et leur fréquence. Cette analyse apporte des connaissances supplémentaires sur l'importance relative des mesures de prévention et de limitation des conséquences des accidents comme l'utilisation d'un confinement.

4.126. L'**EPS de niveau 3** estime les risques pour la santé des populations et d'autres risques sociaux comme la contamination des sols ou de la nourriture.

4.127. Des EPS de niveau 1 ont déjà été effectuées pour la plupart des centrales nucléaires fonctionnant dans le monde. Toutefois, ces dernières années, la nouvelle norme est d'effectuer des EPS de niveau 2 pour de nombreux types de centrales nucléaires. À ce jour, relativement peu d'EPS de niveau 3 ont été effectuées.

Utilisation d'une EPS dans le cadre du processus de prise de décision

4.128. Les résultats de l'EPS devraient être utilisés dans le cadre du processus de conception pour évaluer le niveau de sûreté de la centrale. Les connaissances acquises grâce à l'EPS devraient être prises en compte en parallèle de celles dérivant de l'analyse déterministe pour prendre des décisions relatives à la sûreté de la centrale. Ce devrait être un processus itératif visant à établir que les exigences et critères nationaux sont respectés, que la conception (telle que définie dans le paragraphe 4.139) est équilibrée et que le risque est aussi faible que raisonnablement possible.

4.129. Les résultats de l'EPS devraient être utilisés pour identifier les faiblesses présentes dans la conception et l'exploitation de la centrale. Elles devraient être identifiées en tenant compte de la contribution aux risques des groupes d'événements initiateurs et des mesures de l'importance de la contribution des systèmes de sûreté et des erreurs humaines au risque global. Lorsque les résultats de l'EPS indiquent que des modifications pourraient être apportées à la conception ou à l'exploitation de la centrale pour réduire les risques, elles devraient être incorporées lorsque cela est raisonnablement réalisable, en tenant compte des coûts et avantages relatifs.

4.130. En outre, les résultats de l'EPS devraient être comparés aux critères de sûreté probabilistes lorsque ceux-ci ont été définis pour la centrale. Ceci devrait être fait pour tous les critères probabilistes définis pour la centrale, y compris ceux qui se rapportent à la fiabilité des systèmes, à l'endommagement du cœur, au rejet de matières radioactives, aux effets sur la santé des travailleurs, aux effets sur la santé des populations et aux conséquences à l'extérieur du site comme la contamination des terres et les interdictions alimentaires.

4.131. Les résultats de l'EPS devraient être utilisés pour l'élaboration des procédures d'exploitation en cas d'accident et pour fournir des données d'entrée pour les spécifications techniques de la centrale. En particulier, les résultats de l'EPS devraient être utilisés pour évaluer le risque additionnel qui pourrait résulter de la mise hors service d'équipements aux fins d'essais et d'activités de maintenance et pour évaluer la pertinence de la fréquence des essais et des inspections . L'EPS devrait confirmer que les temps d'indisponibilité autorisés n'augmentent pas outre mesure les risques et indiquer quelles combinaisons d'équipements hors service devraient être évitées.

4.132. Les résultats de l'EPS de niveau 2 devraient être utilisés pour déterminer si les dispositions prises pour limiter les conséquences d'un endommagement du cœur, le cas échéant, sont suffisantes. Il faudrait pour ceci déterminer si le confinement est suffisamment robuste et si les systèmes de protection comme les systèmes de mélange/recombinaison de l'hydrogène, les systèmes d'aspersion et d'événage du confinement fournissent un niveau de protection adéquat permettant d'éviter un rejet important de matières radioactives dans l'environnement. En outre, l'EPS de niveau 2 devrait être utilisée pour identifier les mesures relatives à la gestion des accidents qui pourraient être prises pour limiter les conséquences d'une fusion du cœur. Ceci pourrait inclure l'identification de mesures supplémentaires qui pourraient être prises pour injecter de l'eau dans l'enceinte de confinement.

4.133. Lorsqu'ils sont disponibles, les résultats des EPS de niveau 2 et 3 devraient être communiqués aux autorités civiles en tant que données techniques pour l'établissement des dispositions relatives aux plans d'urgence à l'extérieur du site.

Exigences relatives aux EPS

4.134. L'EPS devrait être utilisée tout au long de la conception et de l'exploitation de la centrale pour faciliter le processus de prise de décisions concernant la sûreté.

4.135. Dans le cas d'une nouvelle centrale, l'EPS devrait idéalement démarrer lors de la conception préliminaire pour vérifier que le niveau de redondance et de diversité des systèmes de sûreté est adapté, se poursuivre au cours de la phase de conception plus détaillée pour évaluer les problèmes de conception plus détaillés et être utilisée pour aider à l'exploitation de la centrale. Au cours de la phase de conception, un processus itératif devrait garantir que les connaissances acquises grâce à l'EPS sont répercutées dans le processus de conception.

4.136. Dans le cas d'une centrale existante, l'EPS devrait être effectuée soit dans le cadre d'une évaluation périodique de la sûreté soit pour servir de support à l'évaluation de la sûreté de modifications proposées. Bien que les exigences relatives à l'EPS restent identiques, la base de données peut être différente. De plus, en fonction de l'âge de l'installation, de la durée d'exploitation restante, du coût des modifications proposées et d'autres considérations connexes, il existera des différences d'appréciation quant aux modifications qu'il serait raisonnable de mettre en œuvre pour réduire le risque.

4.137. L'EPS devrait porter sur la conception ou l'exploitation effective ou prévue de la centrale, qui devrait être clairement identifiée comme point de départ pour l'analyse. L'état de la centrale peut être choisi comme étant celui existant à une certaine date ou celui qui existera lorsque les modifications acceptées auront été réalisées.

4.138. L'EPS devrait avoir pour buts d'identifier toutes les séquences d'événements qui contribuent au risque, de déterminer si la conception ou l'exploitation de la centrale comporte des faiblesses et d'évaluer la nécessité de modifications destinées à réduire l'influence de ces faiblesses sur la sûreté. Si l'analyse ne tient pas compte de toutes les contributeurs au risque (par exemple, si elle omet les événements externes ou les arrêts), les conclusions concernant le niveau de risque provenant de la centrale, l'homogénéité des systèmes de sûreté mis en œuvre et la nécessité des modifications à apporter à la conception ou à l'exploitation pour réduire les risques peuvent être erronées.

4.139. L'EPS devrait déterminer si les systèmes de sûreté comportent un niveau convenable de redondance et de diversité, si la défense en profondeur est suffisante et si la conception globale est équilibrée. Si la conception est équilibrée, l'EPS devrait montrer que :

- aucune caractéristique de conception particulière ne contribue de manière disproportionnée au risque ;
- aucun groupe d'événements initiateurs ne contribue de manière disproportionnée au risque ;
- l'obtention d'un faible niveau de risque global ne repose pas sur des contributeurs comportant une incertitude importante ;
- les deux premiers niveaux de défense assurent la principale contribution à la sûreté ;
- au sein de chaque niveau de défense, aucun des systèmes de sûreté n'a une importance disproportionnée par rapport aux autres systèmes.

Un manque d'homogénéité indique généralement qu'il existe des possibilités de réduction du risque raisonnablement envisageables.

Champ d'application de l'EPS

4.140. L'EPS devrait étudier la contribution au risque de tous les modes d'exploitation de la centrale. Toutefois, il peut être pratique d'analyser les modes 'en puissance' et 'à l'arrêt' séparément (et non pas au même niveau).

4.141. Si l'EPS n'est effectuée que jusqu'au niveau 1, le cœur du réacteur est, par définition, le point central de l'analyse. Si l'EPS est effectuée jusqu'au niveau 2 ou 3, son champ d'application peut inclure la contribution au risque des autres sources de matières radioactives présentes sur le site, comme le combustible usé ou les déchets radioactifs. Ces sources n'ayant pas de rapport avec le cœur devraient être incluses chaque fois que l'objectif est de traiter le risque total que présente la centrale pour un individu vivant à proximité du site.

4.142. L'EPS devrait prendre comme point de départ l'ensemble complet d'EIP incluant à la fois les EIP d'origine interne et ceux d'origine externe. L'analyse devrait ensuite se poursuivre et identifier la gamme complète des séquences d'événements qui pourraient contribuer au risque. Ces séquences d'événements devraient prendre en compte les défaillances des composants, l'indisponibilité des composants pour raison de maintenance ou d'essais, les erreurs humaines, les défaillances de cause commune et, si possible, le vieillissement des composants.

Méthodes des EPS

4.143. Un grand nombre d'EPS ont été effectuées à ce jour pour divers modèles de centrales nucléaires. De ce fait, les méthodes utilisées pour les EPS sont très bien développées, en particulier celles pour les EPS de niveau 1. Il est reconnu que des incertitudes inhérentes au processus d'EPS existent. Les incertitudes ne sont pas l'apanage des EPS, elles sont également présentes dans les analyses déterministes de la sûreté. Cependant, la méthodologie des EPS permet de reconnaître et de quantifier une grande partie de ces incertitudes. Chaque fois qu'une nouvelle EPS est entreprise, les méthodes utilisées devraient se conformer à la meilleure pratique internationale en usage.

4.144. L'EPS devrait de préférence utiliser les méthodes réalistes. Ceci devrait inclure l'analyse effectuée pour étayer les critères de succès des systèmes de sûreté, la modélisation des phénomènes qui pourraient se produire à l'intérieur du confinement suite à un endommagement du cœur et le transport des matières radioactives relâchées dans l'environnement. Lorsque cela n'est pas possible, des hypothèses raisonnablement prudentes devraient être utilisées.

EPS de niveau 1 : analyse de la fréquence d'endommagement du cœur

4.145. Le but de l'EPS de niveau 1 devrait être de déterminer la fréquence globale d'endommagement du cœur. Ceci impose de définir ce qui constitue un endommagement du cœur et de traduire cette définition en termes de critères de défaillance des systèmes de sûreté. La réf. [10] donne plus d'informations sur les procédures à suivre pour réaliser une EPS de niveau 1. L'analyse devrait identifier les séquences d'événements qui contribuent le plus à la fréquence d'endommagement et déterminer si des modifications peuvent être apportées à la conception ou au fonctionnement de la centrale pour réduire les risques.

Événements initiateurs postulés

4.146. Le point de départ d'une EPS devrait être la liste complète des EIP qui pourraient nuire soit directement, soit en combinaison avec d'autres défaillances, à la sûreté. Les défaillances induites par les EIP qui sont incluses dans l'analyse déterministe sont, dans l'EPS, prises en compte dans l'analyse de la séquence d'événements et l'analyse des systèmes.

4.147. L'ensemble des EIP traités devrait inclure tous les événements d'origine interne et externe, y compris les événements de faible fréquence qui pourraient

se produire mais n'ont pas été pris en compte lors de la conception de la centrale.

4.148. Cette analyse devrait inclure les EIP qui pourraient se produire dans tous les modes de fonctionnement de la centrale et pourraient conduire à un rejet de matières radioactives à partir de n'importe quelle source sur le site.

Spécification des exigences relatives aux systèmes de sûreté

4.149. Pour chacun des EIP identifiés, les fonctions de sûreté qui doivent être remplies pour éviter un endommagement du cœur devraient être identifiées. Ces fonctions de sûreté sont identiques à celles traitées dans l'analyse de dimensionnement – c'est-à-dire, la détection de l'événement initiateur, l'arrêt du réacteur, l'évacuation de la chaleur résiduelle et la protection du confinement. Toutefois, les limites au-dessus desquelles on considèrera que la fonction de sûreté n'a pas été remplie devraient être des limites réalistes plutôt que les limites prudentes définies pour l'analyse de dimensionnement.

4.150. Les systèmes de sûreté nécessaires pour remplir ces fonctions de sûreté devraient être spécifiés sur la base d'une analyse réaliste des transitoires plutôt que de l'analyse prudente effectuée pour l'analyse de dimensionnement. Le nombre de trains de systèmes redondants et diversifiés qui doivent fonctionner devrait être spécifié.

4.151. Les EIP qui nécessitent l'intervention de systèmes de sûreté identiques ou très similaires peuvent être identifiés. Pour réduire l'ampleur de l'analyse, il est habituel de regrouper ces EIP et les analyser ensemble dans l'EPS. (Ce regroupement est similaire mais pas identique à celui effectué dans l'analyse déterministe tel que décrit dans les paragraphes 4.75–4.77.) Le groupe d'événements initiateurs est alors représenté par l'événement initiateur qui conduit aux contraintes les plus sévères sur le fonctionnement des systèmes de sûreté et on choisit comme fréquence la somme de celles des différents événements initiateurs individuels du groupe. Lorsque les EIP sont regroupés, le regroupement doit être tel qu'il n'introduise pas un niveau inacceptable de pessimisme dans l'analyse. Ceci pourrait se produire, par exemple, lorsque l'événement représentatif choisi a une fréquence faible et que tous les autres événements du groupe conduisent à des contraintes plus faibles sur le fonctionnement des systèmes de sûreté, mais avec une fréquence cumulée beaucoup plus grande.

Analyse de la séquence d'événements

4.152. Pour l'analyse de la séquence d'événements, des modèles logiques sont élaborés pour les groupes d'événements initiateurs et servent à identifier les séquences d'événements qui pourraient conduire à un endommagement du cœur. Ces modèles logiques commencent par la fonction de sûreté fondamentale et étudient les fonctions de sûreté requises pour le groupe d'événements initiateurs, les systèmes de sûreté et les composants individuels des systèmes de sûreté. Des modèles logiques déterminent comment les défaillances des composants peuvent se combiner pour conduire à une défaillance des fonctions de sûreté et à un endommagement du cœur.

4.153. L'analyse de la séquence d'événements effectuée pour un groupe d'événements initiateurs devrait viser à identifier toutes les combinaisons de réussite ou d'échec des équipements des systèmes de sûreté qui pourraient conduire à l'impossibilité de maintenir la centrale dans des limites sûres et donc conduire éventuellement à un endommagement du cœur.

4.154. Dans la plupart des EPS actuelles, l'analyse de la séquence d'événements est effectuée en utilisant une combinaison d'analyses par arbres d'événements et arbres de défaillances car il s'est avéré empiriquement que c'est la méthode la plus efficace pour gérer les volumineux modèles logiques requis pour l'étude d'une centrale nucléaire. Il est toutefois possible d'effectuer l'analyse en utilisant les arbres de défaillances ou les arbres d'événements seuls, et, pour des analyses d'événements spécifiques, des techniques d'analyse dynamique dépendante du temps peuvent être utilisées.

4.155. Une évaluation systématique devrait être effectuée pour identifier les défaillances des équipements des systèmes de sûreté (ainsi que celles des équipements liés à la sûreté et non liés à la sûreté, si ces défaillances peuvent affecter la séquence) qui pourraient se produire du fait d'un événement initiateur ; ces défaillances devraient être introduites dans les modèles logiques représentant les séquences d'événements qui pourraient se produire.

4.156. L'analyse de la séquence d'événements devrait couvrir toutes les combinaisons d'équipements des systèmes de sûreté qui peuvent être exploités pour remplir les fonctions de sûreté requises.

4.157. Le fait que certains des systèmes de sûreté incorporés dans une centrale nucléaire partagent des systèmes de mise en service communs ou des systèmes d'appui communs comme l'alimentation électrique, les équipements de mesure

et de contrôle-commande et les systèmes de refroidissement, introduit des dépendances fonctionnelles entre les systèmes de sûreté. Une évaluation systématique de la conception et du fonctionnement de la centrale devrait être effectuée pour garantir que toutes ces interdépendances sont identifiées et modélisées explicitement dans l'analyse de la séquence d'événements ou dans les analyses des systèmes.

Analyse de défaillance des systèmes de sûreté

4.158. L'analyse des séquences d'événements devrait être étendue jusqu'au niveau des événements élémentaires. Ces événements élémentaires incluent généralement les défaillances des composants, l'indisponibilité des composants lors des essais ou de la maintenance, les défaillances de cause commune des équipements redondants et les erreurs des opérateurs.

4.159. L'analyse de défaillance des systèmes devrait prendre en compte tous les modes de défaillance pertinents des composants élémentaires des équipements des systèmes de sûreté. Ces modes de défaillance devraient normalement avoir été identifiés par l'analyse des modes de défaillance et de leurs conséquences effectuée dans le cadre de l'évaluation de la conception. Toute défaillance induite par les EIP devrait également être incluse dans le modèle du systèmes (si cela n'est pas déjà fait dans les modèles de séquence d'événements).

4.160. Tous les systèmes support nécessaires devraient être identifiés et inclus dans l'analyse de défaillance des systèmes et l'interdépendance due aux systèmes support communs devrait être représentée explicitement dans les modèles logiques.

4.161. Au cours de la durée de vie de la centrale, des éléments individuels ou des trains d'équipements peuvent être mis hors service pour essai, maintenance ou réparation et ceci réduira la disponibilité du système de sûreté pour l'exécution des fonctions de sûreté. Ces mises hors service d'équipements devraient être explicitement prises en compte dans l'EPS. Ceci peut se faire en introduisant les événements de base dans les modèles logiques afin de représenter les indisponibilités des équipements ou en exécutant plusieurs fois l'EPS.

Données

4.162. Pour quantifier l'analyse, des données sont nécessaires pour les éléments suivants :

- fréquences des événements initiateurs,
- probabilités de défaillance d'équipements,
- fréquence et durée des mises hors service d'équipements,
- probabilités des défaillances de cause commune,
- probabilités d'erreur humaine.

4.163. Les fréquences des événements initiateurs et les probabilités de défaillance d'équipements utilisées devraient être adaptées à la conception ou à l'exploitation de la centrale. Dans la mesure du possible, des données spécifiques à la centrale devraient être utilisées. Lorsque cela n'est pas possible, des données provenant de l'exploitation de centrales similaires devraient être utilisées. Si cela n'est pas possible, des données génériques devraient être utilisées lorsqu'il peut être prouvé qu'elles sont pertinentes. Dans le cas d'événements initiateurs de faible fréquence, un avis justifié devrait être donné.

4.164. Lors de la spécification des taux de défaillances d'équipements, les limites des équipements devraient être spécifiées et tous les modes de défaillance pertinents devraient être inclus. Dans le cas d'une pompe, ceci inclut une défaillance à la sollicitation, la défaillance en fonctionnement pendant toute la durée spécifiée de la mission et les fuites provenant des joints d'étanchéité de la pompe.

4.165. Les données statistiques utilisées devraient couvrir toutes les causes pertinentes des événements initiateurs et tous les modes de défaillance pertinents des équipements.

4.166. Pour certains des éléments traités dans l'EPS, en particulier la fréquence d'événements initiateurs très rares comme des défaillances de la cuve ou des séismes de très forte intensité, il n'existe aucune expérience d'exploitation correspondante. Si l'on considère qu'ils ne contribuent pas de manière importante aux risques, ils peuvent être éliminés de la sélection à condition de fournir une justification. Sinon, un avis motivé sur leur fréquence devrait être donné et la base du jugement devrait être fournie. En particulier, les méthodes permettant de faire des évaluations probabilistes du risque sismique sont bien développées et peuvent être adaptées à n'importe quel site.

Défaillances de cause commune

4.167. Il existe, pour les éléments redondants des équipements d'un système de sûreté, un risque potentiel de défaillance due à une cause commune et ceci

limite la fiabilité du système. Ces défaillances de cause commune (DCC) peuvent être modélisées dans l'analyse au niveau du système de sûreté ou au niveau d'un composant individuel. Pour ce faire, une méthode consiste à modéliser la DCC au niveau du système de sûreté en introduisant un événement élémentaire dans le modèle logique qui représente la DCC du système. Il existe beaucoup de méthodes permettant d'estimer la probabilité des DCC sur la base de l'utilisation de données issues du retour d'expérience d'exploitation et des modèles théoriques comme la méthode du facteur bêta et la méthode des lettres grecques multiples.

4.168. Les défaillances de cause commune qui pourraient se produire au sein de systèmes de sûreté redondants devraient être modélisées dans l'analyse. Les données et modèles de DCC utilisés dans l'EPS devraient faire l'objet d'une justification. Chaque fois que possible, il faudrait tenir compte de l'expérience d'exploitation de systèmes similaires.

4.169. Les analyses précédentes et l'expérience d'exploitation ont montré qu'il existe une limite en ce qui concerne la probabilité de défaillance de systèmes de sûreté non diversifiés, de l'ordre de 10^{-3} à 10^{-5} défaillance par demande, en fonction du niveau de redondance et d'autres facteurs de conception et d'exploitation. Cela devrait être pris en compte dans l'analyse.

Analyse de la fiabilité humaine

4.170. Les erreurs humaines peuvent affecter la cause ainsi que la fréquence d'une séquence d'événements. Elles peuvent se produire avant, pendant et après l'initiation de la séquence d'événements et peuvent atténuer ou aggraver les conséquences d'un accident. Elles devraient être modélisées dans l'EPS. Les données concernant la fiabilité humaine devraient être tirées de sources telles que rapports sur les événements d'exploitation, rapports de maintenance, rapports d'EPS et observations recueillies sur des simulateurs.

4.171. Les erreurs humaines pouvant conduire à des événements initiateurs devraient être identifiées et incluses dans la fréquence des événements initiateurs.

4.172. Les erreurs humaines qui peuvent conduire à des défaillances du système de sûreté et à la perte de fonctions de sûreté essentielles devraient être modélisées explicitement dans l'analyse des séquences d'événements et des défaillances du système de sûreté.

4.173. Les probabilités d'erreur humaine utilisées devraient refléter les facteurs qui peuvent influencer les performances de l'opérateur, y compris le niveau de stress, le temps imparti pour effectuer la tâche, la disponibilité des procédures d'exploitation, le niveau de formation et les conditions environnementales. Ces facteurs devraient être identifiés par l'analyse des tâches effectuée dans le cadre de l'évaluation de la conception.

Quantification de l'analyse

4.174. Le modèle logique développé devrait être quantifié, en utilisant les données, pour déterminer la fréquence globale d'endommagement du cœur et les contributions des groupes d'événements initiateurs. Un certain nombre de codes informatiques sont actuellement disponibles et peuvent être utilisés pour effectuer l'étude.

4.175. Lors de la quantification de l'analyse, l'importance des groupes d'événements initiateurs, de la défaillance des composants, de la défaillance des systèmes de sûreté et des erreurs des opérateurs devrait être calculée pour identifier d'où proviennent les contributions aux risques et où peuvent se trouver les faiblesses de conception ou d'exploitation des systèmes de sûreté. Il est possible d'utiliser des mesures quantitatives de l'importance (comme Birnbaum et Fussell-Vesely – voir réf. [10]) le cas échéant. Des études de sensibilité devraient être utilisées lorsque les modèles et les données comportent des incertitudes.

Résultats de l'analyse de la fréquence d'endommagement du cœur

4.176. Les résultats de l'analyse devraient être évalués pour avoir confiance en leur capacité de fournir une représentation adéquate des risques dans la centrale. S'il existe des domaines où l'on juge que l'estimation des risques est trop prudente ou trop optimiste, l'analyse devrait être reprise pour la rendre plus réaliste. Une prudence excessive est possible si les critères de succès des systèmes de sûreté sont basés sur des analyses de transitoires de dimensionnement et des critères de succès des fonctions de sûreté essentielles prudents plutôt que sur des estimations réalistes recommandées pour l'EPS. Un optimisme excessif est possible si les événements initiateurs potentiels ne sont pas convenablement sélectionnés.

4.177. Les résultats de l'analyse devraient être comparés aux critères de sûreté pour la fréquence d'endommagement du cœur proposés pour la centrale (lorsqu'ils ont été spécifiés). Si l'estimation de la fréquence d'endommagement

du cœur pour la centrale est beaucoup trop élevée, des modifications devraient être apportées à la conception ou à l'exploitation de la centrale pour réduire les risques à des niveaux acceptables.

4.178. Même si la fréquence d'endommagement du cœur est suffisamment faible, les résultats de l'EPS devraient être examinés systématiquement pour identifier toute faiblesse relative de la conception ou d'exploitation de la centrale et pour identifier les améliorations qui pourraient être apportées pour réduire la fréquence d'endommagement du cœur. Ces modifications devraient être réalisées lorsque cela est raisonnablement possible. Le jugement sur ce qui est raisonnablement réalisable ou pas dépendra du fait que le réacteur sera en phase de conception ou en phase d'exploitation et du coût de réalisation de ces modifications. Ce processus devrait être réitéré pour essayer de réduire la fréquence d'endommagement du cœur à un niveau inférieur ou égal à l'objectif de conception (lorsqu'il a été défini) et pour réaliser une conception équilibrée.

EPS de niveau 2 : analyse de la progression d'un accident depuis l'endommagement du cœur jusqu'au rejet de matières radioactives

4.179. Cette partie de l'analyse étudie la progression de l'accident depuis l'apparition de l'endommagement du cœur et étudie les phénomènes qui pourraient se produire et conduire à une défaillance du confinement et un rejet de matières radioactives dans l'environnement. La réf. [11] donne plus d'informations sur les procédures relatives à la conduite d'une EPS de niveau 2.

4.180. L'analyse étudie l'efficacité de la conception et des mesures de gestion des accidents mises en place pour atténuer les effets de l'endommagement du cœur et fournit des estimations de la fréquence d'un rejet important de matières radioactives dans l'environnement qui peuvent être comparées aux critères probabilistes (lorsqu'ils ont été définis).

Définition des états dégradés de l'installation

4.181. Les séquences d'événements identifiées dans l'EPS de niveau 1 qui pourraient conduire à un endommagement du cœur devraient être regroupées en états dégradés de l'installation (EDI) qui sont définis en termes de facteurs qui influent sur la tenue du confinement ou sur les rejets de matières radioactives dans l'environnement. Ces facteurs incluent généralement le type d'événement initiateur qui s'est produit, la pression du circuit primaire, l'état des systèmes d'évacuation de la puissance résiduelle du cœur et de protection du confinement et l'intégrité du confinement.

Modélisation de la progression de l'endommagement du cœur

4.182. L'analyse de la progression de l'accident depuis l'endommagement du cœur jusqu'au rejet de matières radioactives devrait modéliser les phénomènes importants qui mettent en péril l'intégrité du confinement ou influent sur les rejets de matières radioactives. Ces phénomènes sont identifiés dans le paragraphe 4.113 et décrits de manière plus détaillée dans la documentation (voir, par exemple, les rapports de l'AIEA et de l'AEN sur l'EPS de niveau 2, réf. [11, 12], respectivement).

4.183. L'analyse devrait utiliser une méthode logique qui modélise la progression des séquences d'événements depuis l'endommagement du cœur jusqu'aux rejets radiologiques. Ceci s'effectue généralement à l'aide d'une analyse par arbre d'événements qui modélise la séquence accidentelle en un certain nombre d'intervalles de temps et utilise un ensemble de questions nodales pour modéliser la séquence des événements qui se produisent. La construction des arbres d'événements doit être justifiée par des calculs thermo-hydrauliques et une modélisation du relâchement des produits de fission et du transport à l'intérieur du confinement.

4.184. L'analyse des arbres d'événements devrait comporter suffisamment d'intervalles de temps et de nœuds pour permettre de traiter les phénomènes importants qui pourraient se produire à l'intérieur du confinement. La nouvelle norme est de spécifier environ 20-30 nœuds, bien que certaines analyses aient utilisé beaucoup plus de nœuds (par exemple, NUREG-1150 [13]). Ces questions nodales seront identiques pour les arbres d'événements dessinés pour chacun des EDI ; toutefois, les arbres d'événements réels seront différents dans le détail pour chacun des états définis du fait des différentes conditions initiales caractérisées par l'EDI.

4.185. Les branches des arbres d'événements identifient la séquence d'événements qui s'est produite et l'état du confinement. Les possibilités sont que le confinement reste intact ou qu'il n'ait pas rempli sa fonction. Les modes de défaillance possibles sont : le bipasse, le défaut d'isolement (ces deux modes de défaillance sont modélisés dans la définition de l'EDI), la fuite, la rupture ou la traversée du radier. Le rejet de matières radioactives qui en résulte dépendra également du moment où la défaillance du confinement se produit (au début de la séquence d'événements ou plus tard).

Données

4.186. Les données pertinentes pour la quantification de l'analyse des arbres d'événements sont les probabilités conditionnelles des branches associées aux noeuds. Il existe une très grande incertitude en ce qui concerne les phénomènes qui pourraient se produire ; en conséquence, les probabilités utilisées sont souvent basées sur un jugement d'expert.

4.187. L'évaluation devrait confirmer que la structure utilisée pour ces jugements d'experts est saine et que la base du jugement est bien décrite et démontrée être aussi valable que possible. Ceci devrait faire intervenir l'analyse thermo-hydraulique qui a été effectuée, les analyses effectuées pour d'autres centrales similaires et les résultats de recherche applicables. La quantification des arbres d'événements pour le confinement devrait tenir compte de l'interdépendance entre les différents phénomènes qui font l'objet de la modélisation.

Analyse des performances du confinement

4.188. Un des problèmes importants qui doit être traité est la façon dont le confinement se comportera vis-à-vis des charges qui lui sont imposées à la suite d'un endommagement du cœur et la façon dont la défaillance se produira.

4.189. Le bipasse direct du confinement (par exemple, à cause d'une rupture d'un tube du générateur de vapeur ou d'une défaillance des systèmes connectés sur le circuit primaire qui conduit à une perte du caloporteur à l'extérieur du confinement) et la défaillance du système d'isolement du confinement devraient être traités dans l'analyse. Ceci devrait normalement être inclus dans la définition des EDI.

4.190. Une analyse mécanique devrait être effectuée pour déterminer comment le confinement se comportera dans les conditions de pression et de température qui pourraient découler d'une explosion de vapeur, de gaz non condensables ou d'une combustion d'hydrogène. Cette analyse devrait être basée sur la conception réelle du confinement en tenant compte des accès, traversées, joints d'étanchéité et autres zones sensibles. Les modes de défaillance possibles du confinement devraient être identifiés et la probabilité conditionnelle de rupture du confinement devrait être estimée sous forme d'une fonction dépendant de la pression et de la température. Ces informations peuvent ensuite être utilisées pour estimer les probabilités conditionnelles de défaillance utilisées pour quantifier les arbres d'événements.

4.191. Il faudrait également effectuer une analyse pour déterminer comment une défaillance du radier pourrait se produire du fait de l'interaction corium-béton qui pourrait résulter de la percée de la cuve du réacteur. Une estimation de la probabilité conditionnelle de défaillance du radier en fonction du niveau de puissance résiduelle et de la capacité de refroidissement du corium devrait être effectuée. Il faudrait étudier soigneusement le cas où le radier possède des compartiments si bien que la pénétration de la dalle pourrait conduire à un rejet radioactif par des voies non filtrées.

Analyse du terme source

4.192. Il existe généralement un grand nombre de branches dans l'analyse des arbres d'événements et elles sont habituellement regroupées en catégories de rejets et/ou de terme source qui possèdent des caractéristiques radiologiques et des conséquences à l'extérieur du site similaires.

4.193. La définition des catégories de rejet devrait inclure des facteurs tels que la quantité de chacun des isotopes présents, le moment, la durée, l'emplacement des rejets, ainsi que leur l'énergie et leur composition granulométrique.

4.194. Les termes sources devraient être déterminés pour chacune des catégories de rejet définies. Il faudrait tenir compte des facteurs qui affectent le terme source, y compris la volatilité des radioéléments, les relâchements du combustible, la rétention des produits de fission dans le circuit primaire et la rétention des produits de fission à l'intérieur du confinement.

4.195. La fréquence de chacune des catégories de rejet devrait être calculée en additionnant les fréquences de chacune des branches des arbres d'événements qui lui sont attribués. Lorsque le champ d'application de l'EPS inclut les rejets de toutes les sources de matières radioactives présentes sur le site, les rejets de ces sources extérieures au cœur devraient être pris en compte à ce moment-là. Ceci peut amener à définir d'autres catégories de rejet qui auraient typiquement un impact plus faible à l'extérieur du site mais une fréquence supérieure aux rejets d'un cœur endommagé.

Résultats de l'EPS de niveau 2

4.196. Les résultats de l'EPS de niveau 2 sont généralement présentés sous la forme d'un tableau de catégories de terme source ou de catégories de rejet accompagnés de leur fréquence d'occurrence. Les catégories de terme source

et/ou de rejet sont définies en fonction de leur composition en radioéléments (regroupés en groupes de produits de fission selon leurs caractéristiques physiques et chimiques communes) accompagnées des caractéristiques du rejet (délai d'apparition après le début de l'accident, durée, hauteur et contenu énergétique). À partir de ces informations la fréquence d'un rejet important ou d'un rejet important précoce peut être calculée par comparaison avec les critères probabilistes (lorsqu'ils sont définis). 'Important' veut dire supérieur à une quantité spécifiée de matières radioactives souvent définie sous forme d'un pourcentage de l'inventaire radioactif du cœur.

4.197. Comme pour les autres parties de l'EPS, les résultats de l'analyse de niveau 2 devraient être utilisés pour identifier les principaux contributeurs aux risques et les modifications qui peuvent être apportées à la conception ou à l'exploitation de la centrale pour réduire les risques. Ce processus devrait prendre en compte les incertitudes phénoménologiques significatives inhérentes à une EPS de niveau 2. Les mesures envisageables pourraient inclure les systèmes de contrôle de l'hydrogène (qui possèdent une capacité adéquate à faire face au taux de génération d'hydrogène après un endommagement du cœur), les systèmes d'éventage et de filtration du confinement permettant d'éviter les surpressions excessives du confinement à long terme ou les systèmes affectés au refroidissement du cœur fondu. Elles devraient être incorporées dans la conception lorsque cela est raisonnablement réalisable, en tenant compte des coûts et des bénéfices attendus.

Gestion des accidents sur le site

4.198. Pendant l'accident, les opérateurs peuvent prendre des mesures pour empêcher son développement ou pour réduire ses effets. Parmi les exemples de mesures de gestion des accidents incluses dans l'analyse on trouve l'ouverture des soupapes de décharge pour réduire la pression du circuit primaire et éviter l'éjection du corium en pression, et l'injection d'eau dans le confinement après que le corium a percé la cuve pour fournir un fluide de refroidissement.

4.199. L'EPS de niveau 2 devrait être utilisée pour identifier les mesures de gestion d'accident permettant d'atténuer les conséquences de la fusion du cœur. Ces mesures devraient inclure les actions qui peuvent être mises en œuvre pour maintenir la fonction de confinement ou pour limiter les rejets de matières radioactives qui pourraient se produire. Ces mesures de gestion d'accident devraient être incorporées dans les procédures accidentelles de la centrale et une formation devrait être fournie aux opérateurs de la centrale en charge de leur exécution. Les mesures de gestion des accidents graves

devraient être compatibles avec les équipements, les instruments de mesure et les aides au diagnostic que les opérateurs de la centrale pourraient raisonnablement utiliser dans de telles situations.

EPS de niveau 3 : analyse des conséquences à l'extérieur du site

4.200. L'analyse des conséquences à l'extérieur du site modélise le rejet de radioéléments de la centrale, leur transfert dans l'environnement et leurs conséquences pour la santé des populations et l'économie. La réf. [14] donne plus d'informations sur les procédures relatives à la conduite d'une EPS de niveau 3. L'analyse devrait a) fournir des estimations du risque individuel de décès d'une personne du public vivant à proximité du site, b) étudier un certain nombre de conséquences à l'extérieur du site, dont les conséquences à court et long terme sur la santé des populations, et c) envisager les autres conséquences économiques.

Regroupement des termes source

4.201. Comme indiqué aux paragraphes 4.192–4.196 ci-dessus, les séquences de défaillance identifiées lors de l'analyse de niveau 2 sont habituellement regroupées en catégories de rejet ayant des caractéristiques similaires en ce qui concerne la dispersion atmosphérique et les conséquences à l'extérieur du site. L'ensemble des catégories de rejet définies devrait représenter l'éventail des rejets de matières radioactives qui pourraient se produire. Ces catégories sont habituellement définies en fonction de la composition des radioéléments libérés qui sont classés par rapport à leur volatilité. En outre, la catégorie de rejet devrait également définir le temps écoulé entre l'occurrence de l'événement initiateur et le début du rejet et la durée du rejet, ces paramètres étant pertinents pour les plans d'urgence à l'extérieur du site. La fréquence de la catégorie de rejet devrait être calculée en faisant la somme de toutes les branches des arbres d'événements du confinement qu'elle inclut.

Modélisation de la dispersion atmosphérique

4.202. Un certain nombre de codes de calcul existent pour évaluer les conséquences à l'extérieur du site. Ils nécessitent l'utilisation de données spécifiques au site et à la centrale, y compris les catégories de rejet et leurs fréquences, les données météorologiques, démographiques, agricoles et économiques du site et de ses environs. Les codes modélisent le transport des radioéléments dans l'environnement en tenant compte de la dispersion atmosphérique, des dépôts, de la remise en suspension, des voies de transfert à

la chaîne alimentaire et des modes d'exposition (réverbération des nuages, inhalation, contamination, dépôt sur le sol, remise en suspension et ingestion) pour déterminer les effets sur la santé du public et les conséquences économiques à l'extérieur du site. (Une revue de tous les codes de calcul disponibles pour l'analyse des conséquences à l'extérieur du site a été effectuée par l'AIEA [14]).

Données météorologiques

4.203. Les données météorologiques du site devraient être spécifiées. Elles devraient être basées sur les données collectées à proximité du site pendant un certain nombre d'années et incluent généralement la direction et la vitesse du vent, la catégorie de stabilité, la pluviométrie et la profondeur de la couche de mélange. (Les données précises dépendront éventuellement du code de calcul utilisé.)

Données démographiques, agricoles et économiques

4.204. Les données démographiques, agricoles et économiques du site devraient être spécifiées. Ces données seront normalement basées sur des informations nationales complétées par des enquêtes locales à proximité du site. Les données nécessaires dépendront du choix des effets sur la santé et des facteurs économiques à inclure dans l'analyse. La configuration des informations en vue du traitement dépendra des besoins spécifiques du code de calcul utilisé.

Résultats de l'estimation des risques sociétaux

4.205. Les résultats de l'estimation des risques sociétaux devraient être comparés aux critères de risque lorsque ceux-ci ont été définis pour la centrale.

4.206. Les résultats de l'estimation des risques sociétaux devraient être communiqués aux autorités civiles comme données techniques d'entrée pour leur processus de prise de décision concernant les plans d'urgence à l'extérieur du site.

Plans d'urgence à l'extérieur du site

4.207. Les plans d'urgence et la préparation aux situations d'urgence se rapportent aux activités qui peuvent être entreprises sur le site et à l'extérieur du site pour protéger les travailleurs et les populations des effets de rejets de

matières radioactives. Les stratégies de contremesures devraient être étudiées en utilisant l'EPS de niveau 3 lorsqu'elle existe. Cette analyse devrait prendre en considération les avantages des contremesures à court terme comme le confinement, l'évacuation et la prise de comprimés d'iodure de potassium et les besoins de contremesures à long terme comme les interdictions de commercialisation de produits alimentaires, le déplacement des populations et la décontamination des sols. Cette analyse devrait également étudier la façon dont ces contremesures sont activées (soit automatiquement, en fonction de l'état de la centrale, soit en fonction de la dose).

4.208. Les résultats de l'EPS de niveau 3 devraient être utilisés pour fournir des données d'entrée pour la définition des plans d'urgence et pour évaluer l'efficacité relative des diverses possibilités d'intervention en cas d'urgence.

Validation de l'EPS

4.209. L'analyse requiert un certain nombre de méthodes de calcul. Elles vont des modèles logiques d'arbres d'événements et de défaillances utilisés dans l'analyse des séquences d'événements, à la modélisation des phénomènes qui pourraient se produire dans le confinement à la suite d'un endommagement du cœur, et aux modèles de transport des radioéléments dans l'environnement pour déterminer leurs effets sur la santé et l'économie. Ces méthodes de calcul devraient être validées afin de prouver qu'elles représentent convenablement les processus qui ont lieu. Ce point est abordé dans la section suivante sur l'évaluation des codes de calcul utilisés.

4.210. Il est désormais courant que l'exploitant charge un organisme extérieur, souvent d'un pays différent, du contrôle indépendant de l'EPS pour garantir avec un certain niveau de confiance que le champ d'application, la modélisation et les données conviennent et sont conformes aux meilleures pratiques en usage dans le monde entier pour les EPS.

Utilisation de l'EPS

Présentation des résultats de l'EPS

4.211. Les résultats de l'EPS devraient être examinés pour identifier les séquences d'événements qui contribuent le plus aux risques. Dans certains cas, l'EPS peut indiquer qu'un contributeur est dominant mais un examen approfondi peut démontrer que cette position dominante est due à des hypothèses beaucoup trop prudentes dans cette partie de l'EPS, plutôt qu'à

une caractéristique de la conception du réacteur. Dans ce cas, il faudrait envisager de réviser ces parties de l'analyse afin de fournir une meilleure estimation du risque.

EPS vivante

4.212. L'EPS devrait être utilisée pendant toute la durée de vie de la centrale pour fournir des données d'entrée au processus de prise de décision. Au cours de toute la durée d'exploitation de la centrale nucléaire, des modifications sont souvent apportées à la conception des systèmes de sûreté ou à la manière dont la centrale est exploitée, comme par exemple une modification de la configuration de la centrale lors de la maintenance et des essais. Ces modifications peuvent avoir un impact sur le niveau de risque de la centrale. Des données statistiques sur la fréquence des événements initiateurs et sur les probabilités de défaillance des composants deviendront disponibles au cours de l'exploitation de la centrale. De même, de nouvelles informations et des méthodes et outils plus sophistiqués peuvent être disponibles et éventuellement changer certaines des hypothèses faites dans l'analyse et de ce fait les estimations de risque fournies par l'EPS.

4.213. L'EPS devrait, par conséquence, être réactualisée en tant que de besoin au cours de la durée de vie de la centrale afin qu'elle reste toujours utile pour le processus de prise de décision. La mise à jour devrait prendre en compte les modifications apportées à la conception et à l'exploitation de la centrale, les nouvelles informations techniques, les méthodes et outils plus sophistiqués mis à disposition et les nouvelles données provenant de l'exploitation de la centrale. L'état de l'EPS devrait être révisé régulièrement pour s'assurer qu'il constitue toujours un modèle représentatif de la centrale.

4.214. Des données devraient être collectées par les opérateurs de la centrale tout au long de la durée de vie de la centrale pour vérifier ou mettre à jour l'analyse. Elles devraient inclure les données statistiques sur la fréquence des événements initiateurs, les taux de défaillance des composants et les indisponibilités de la centrale pendant les périodes d'essais, de maintenance ou de réparation. L'analyse devrait être évaluée en se référant aux nouvelles données.

4.215. Le développement d'une 'EPS vivante' devrait être encouragé afin d'aider au processus de prise de décision au cours de l'exploitation normale de la centrale. Ceci inclut des activités comme la planification des arrêts pour maintenance où l'EPS serait utilisée pour garantir que le risque résultant de ces

activités est suffisamment bas. L'expérience a montré qu'une EPS évolutive peut être très avantageuse pour l'exploitant et son utilisation est généralement bien accueillie par les autorités de réglementation.

Limitations de l'EPS

4.216. L'EPS est un élément clé de l'évaluation de la conception et du processus d'analyse de la sûreté car elle fournit un modèle de risque global pour toute la centrale et permet une évaluation cohérente de la fréquence et des conséquences des scénarios possibles d'accident. Toutefois, certaines limitations de l'EPS doivent être bien appréhendées.

4.217. En particulier, l'EPS ne devrait pas être considérée comme une alternative à l'évaluation de la conception technique ou à l'approche de conception déterministe. Il faudrait plutôt que l'EPS soit considérée comme un moyen d'acquérir des connaissances sur le niveau de risque de la centrale. Cet éclairage des risques devrait être utilisé pour compléter celui fourni par l'analyse déterministe pour le processus de prise de décision.

4.218. Les modèles et les données utilisés pour l'EPS comportent des incertitudes. L'incertitude est relativement faible en ce qui concerne les probabilités de défaillance des composants provenant d'une base de données importante ou d'une expérience d'exploitation pertinente. Toutefois, cette incertitude est beaucoup plus grande, voire non quantifiable, dans un certain nombre d'autres cas, par exemple :

- fréquence des événements initiateurs et taux de défaillance des composants lorsqu'il n'existe aucune donnée d'expérience d'exploitation,
- fréquence et mouvements de terrain associés aux séismes de forte intensité,
- modélisation des défaillances de cause commune,
- modélisation des erreurs humaines,
- modélisation des phénomènes qui pourraient se produire lors d'accidents graves,
- estimation des conséquences des rejets de matières radioactives à l'extérieur du site.

Cette incertitude doit être prise en compte lorsque les résultats de l'EPS sont utilisés pour le processus de prise de décision. Les résultats de l'EPS devraient être étayés par une analyse d'incertitude ou, au moins, des études de sensibilité.

Critères de sûreté probabilistes

Établissement des critères

4.219. Lorsque les résultats de l'EPS doivent être utilisés comme aide au processus de prise de décision, une structure formelle devrait être mise en place à cet effet. Les détails de ce processus dépendront de l'objectif de l'application particulière de l'EPS, de la nature de la décision et des résultats de l'EPS à utiliser. Lorsque les résultats numériques de l'EPS doivent être utilisés, des valeurs de référence par rapport auxquelles il est possible de les comparer devraient être établies.

4.220. Lorsque le but de l'EPS est d'identifier les contributeurs dominants au risque ou de choisir entre différentes options de conception et de configurations de la centrale, l'établissement de valeurs de référence peut ne pas être nécessaire .

4.221. Cependant, lorsque le but de l'EPS est d'aider à décider si i) le risque calculé est acceptable, ii) une proposition de modification de la conception ou de l'exploitation de la centrale est acceptable, ou iii) une modification est nécessaire pour réduire le niveau de risque, alors des critères de sûreté probabilistes relatifs au niveau de sûreté souhaité pour la centrale devraient être établis pour servir de repère aux concepteurs, exploitants et autorités de réglementation. Ces critères serviront également à définir les objectifs que les concepteurs, exploitants et autorités de réglementation devront atteindre en remplissant leur rôles respectifs dans la fourniture d'une énergie nucléaire sûre.

4.222. Une EPS conduira à des valeurs numériques du risque à différents degrés selon le niveau de conséquences calculé. Des critères de sûreté probabilistes peuvent être éventuellement définis par rapport à une partie ou à la totalité de ces valeurs comme indiqué ci-dessous :

- probabilité de défaillance des fonctions de sûreté ou des systèmes de sûreté (niveau 0) ;
- fréquence d'endommagement du cœur (niveau 1) ;
- fréquence d'un rejet spécifique (par exemple quantité, isotopes) de matières radioactives ou fréquence en fonction de l'importance du rejet (niveau 2) ;
- fréquence d'effets spécifiques sur la santé des populations ou de conséquences environnementales spécifiques (niveau 3).

4.223. Un cadre possible pour la définition des critères de sûreté probabilistes est donné dans la réf. [15], qui définit un ‘seuil de tolérabilité’ au-dessus duquel le niveau de risque serait intolérable et un ‘objectif de conception’ au-dessous duquel le risque serait globalement acceptable. Entre ces deux niveaux se trouve un domaine où le risque ne serait acceptable que si toutes les mesures raisonnablement réalisables ont été prises pour le réduire. Bien que cette approche ait été adoptée dans certains pays, il n’existe pas de consensus international en ce qui concerne son application et il est plus courant de trouver des critères de sûreté probabilistes identifiés en tant que cibles, buts, objectifs, recommandations ou valeurs de référence et d’orientation. En outre, il n’existe aucun consensus international en ce qui concerne les valeurs numériques des niveaux de risque qui correspondent au seuil de tolérabilité et aux objectifs de conception.

Valeurs numériques

4.224. Sur la base de l’expérience actuelle sur la conception et l’exploitation des centrales nucléaires, l’INSAG a proposé des valeurs numériques qui peuvent être atteintes par les modèles actuels et proposés des centrales nucléaires.

4.225. *Probabilité de défaillance des fonctions de sûreté ou des systèmes de sûreté* : Des objectifs probabilistes peuvent être définis au niveau d’une fonction de sûreté ou d’un système de sûreté. Ils sont utiles pour vérifier que le niveau de redondance et de diversité est adéquat. Ces objectifs seront spécifiques à la conception de la centrale et donc aucun conseil n’est donné dans ce document. L’évaluation de la sûreté devrait vérifier si ces objectifs ont été atteints. Si ce n’est pas le cas, la conception peut encore être acceptable à condition que les critères de niveau supérieur soient respectés ; cependant, les systèmes de sûreté en question devraient faire l’objet d’une attention particulière pour voir si des améliorations raisonnablement réalisables peuvent être apportées.

4.226. *Fréquence d’endommagement du cœur* : À cet effet, l’INSAG (réf. [4]) a proposé les objectifs suivants :

- 10^{-4} par réacteur et par an pour les centrales existantes,
- 10^{-5} par réacteur et par an pour les futures centrales.

4.227. La fréquence d’endommagement du cœur est la mesure du risque la plus courante étant donné que la plupart des centrales nucléaires ont fait l’objet

d'au moins une EPS de niveau 1 et que la méthodologie est bien établie. Dans de nombreux pays, ces valeurs numériques ont été utilisées de manière formelle ou informelle comme critères de sûreté probabilistes.

4.228. *Rejet important de matières radioactives à l'extérieur du site* : Un rejet important de matières radioactives, qui aurait de graves implications pour la société et nécessiterait la mise en œuvre de mesures d'urgence à l'extérieur du site, peut être spécifié de plusieurs façons, dont les suivantes :

- sous forme de quantités absolues (en Bq) des nucléides les plus importants relâchés,
- sous forme d'un pourcentage de l'inventaire du cœur,
- sous forme d'une dose définie pour la personne la plus exposée à l'extérieur du site,
- en tant que rejet entraînant des 'conséquences inacceptables'.

4.229. Des critères de sûreté probabilistes ont également été proposés par l'INSAG pour un rejet radioactif important [4]. Les objectifs suivants sont donnés :

- 10^{-5} par réacteur et par an pour les centrales existantes,
- 10^{-6} par réacteur et par an pour les futures centrales¹⁸.

4.230. Bien qu'il n'existe aucun consensus sur la signification précise de l'expression 'rejet important à l'extérieur du site', des critères numériques similaires ont été spécifiés dans un certain nombre de pays.

4.231. *Effets sur la santé populations* : L'INSAG n'a donné aucune directive en ce qui concerne les objectifs relatifs aux effets sur la santé des personnes du public. Dans certains pays l'objectif pour le risque de décès d'une personne du public est de 10^{-6} par réacteur et par an.

¹⁸ Le document 75-INSAG-3 Rev. 1 [4], au lieu de critères de sûreté probabilistes, indique l'objectif suivant pour les futures centrales nucléaires : « Un autre objectif pour ces futures centrales est l'élimination en pratique des séquences accidentelles qui pourraient conduire à un rejet radioactif important immédiat, alors que les accidents graves qui pourraient impliquer une défaillance du confinement seraient étudiés dans le processus de conception avec des hypothèses réalistes et une analyse réaliste de telle manière que leurs conséquences ne nécessiteraient que des mesures de protection limitées dans l'espace et dans le temps. »

ÉTUDES DE SENSIBILITÉ ET ANALYSE D'INCERTITUDES

4.232. L'utilisation de codes réalistes comme cela est recommandé pour les analyses déterministes et probabilistes de la sûreté devrait être complétée par des études de sensibilité et/ou par une analyse d'incertitudes.

4.233. Des études de sensibilité, qui comportent une variation systématique des variables d'entrée du code et des paramètres de modélisation, devraient être utilisées pour identifier les paramètres importants pour l'analyse et pour montrer qu'une variation réaliste des données entrées n'entraîne aucun changement brutal du résultat de l'analyse (effet 'falaise').

4.234. Les études d'incertitude dans le cadre de l'analyse déterministe de la sûreté sont des combinaisons statistiques de l'influence des conditions de la centrale, des modèles des codes de calcul et des phénomènes associés sur les résultats. Ces études devraient être utilisées pour confirmer que les paramètres réels de la centrale resteront bornés par les résultats du calcul, avec un niveau de confiance spécifié élevé, après prise en compte des incertitudes. Une combinaison d'études de sensibilité, de comparaisons entre codes, de comparaisons code - données et de jugements d'experts est généralement utilisée pour estimer les incertitudes.

4.235. Une analyse d'incertitude devrait également être préparée pour l'EPS car c'en est une composante essentielle. L'identification et l'analyse des incertitudes constituent un atout fondamental de l'EPS. L'analyse déterministe comporte également des incertitudes, mais elles ne sont pas couramment reconnues ou étudiées. On utilise plutôt, délibérément, le principe de prudence pour prendre en compte l'incertitude. Toutefois le degré d'incertitude des analyses déterministes n'est pas constant et peut conduire à une analyse hétérogène. La force de la méthodologie EPS est qu'elle complète l'approche déterministe et permet d'exprimer complètement les incertitudes. Dans ce cas, les incertitudes devraient également refléter les marges de variation de la probabilité des événements initiateurs et de la probabilité de défaillance des composants.

ÉVALUATION DES CODES DE CALCUL UTILISÉS

4.236. L'analyse de la sûreté utilise un grand nombre de codes de calcul. Parmi eux on trouve généralement :

- les codes d'analyse des conséquences radiologique pour estimer les doses aux travailleurs,
- les codes de neutronique qui modélisent le comportement du cœur du réacteur,
- les codes relatifs au comportement du combustible qui modélisent le comportement des éléments combustibles en fonctionnement normal et à la suite d'accidents,
- les codes thermohydrauliques qui modélisent le comportement du réacteur et des systèmes de refroidissement associés en fonctionnement normal et à la suite d'accidents,
- les codes thermohydrauliques qui modélisent le comportement de la pression et de la température du confinement après une perte de caloporteur primaire ou une rupture de tuyauterie secondaire,
- les codes de mécanique qui modélisent les contraintes et déformations des composants et structures soumis à des charges ou à des combinaisons de charges,
- les codes pour l'analyse des accidents graves qui modélisent la progression d'une séquence accidentelle depuis l'endommagement du cœur jusqu'à la défaillance du confinement,
- les codes pour l'analyse des conséquences radiologique qui modélisent le transport de matières radioactives à l'intérieur et à l'extérieur de la centrale pour déterminer leurs effets sur les travailleurs et sur les populations,
- les codes probabilistes qui développent un modèle logique pour identifier les séquences accidentelles qui pourraient se produire à la suite d'EIP et estimer leurs fréquences.

4.237. De nombreux codes de calcul actuellement développés combinent certains des modèles ci-dessus dans un même code.

4.238. Tous les codes de calcul utilisés pour l'analyse de la sûreté devraient être validés et vérifiés. Les méthodes utilisés dans le code de calcul devraient être adaptées au but visé et les équations logiques et physiques déterminantes devraient être correctement appliquées.

4.239. En ce qui concerne les codes de calcul, il faudrait confirmer que :

- les modèles physiques utilisés pour décrire les processus, de même que les hypothèses simplificatrices associées, sont justifiés,
- les corrélations utilisées pour représenter les processus physiques sont justifiées et que leurs limites d'applicabilité sont identifiées,

- les limites d'utilisation du code ont été identifiées. Ceci est important lorsque la méthode de calcul n'est destinée qu'à modéliser les processus physiques sur une plage définie et ne devrait pas être appliquée en dehors de cette plage,
- les méthodes numériques utilisées fourniront une solution suffisamment précise,
- une approche systématique a été utilisée pour la conception, la programmation, l'essai et la documentation du code de calcul,
- le code source a été évalué par rapport à la spécification du code (on admet que cela peut ne pas être réalisable pour des codes très volumineux).

4.240. En ce qui concerne les résultats fournis par les codes de calcul, il devrait être confirmé que les résultats du code ont été comparés avec :

- les données expérimentales pour les phénomènes importants modélisés. Ceci devrait inclure typiquement une comparaison avec à des essais 'd'effets séparés' et des expériences 'intégrales' plus importantes,
- des données de centrale, y compris les essais effectués au cours de la mise en service ou du démarrage et des incidents de fonctionnement ou des accidents,
- d'autres codes qui ont été développés indépendamment et qui utilisent d'autres méthodes. Ceci est particulièrement important pour la modélisation des accidents graves,
- des problèmes standard avec des résultats suffisamment précis.

4.241. Chaque code devrait être validé pour chaque application faite dans l'analyse de la sûreté.

4.242. Il faut noter que pour certains des codes qui ont été développés, un programme de validation existe déjà. Toutefois, le programme de validation peut être incomplet pour les codes en cours de développement et pour les codes qui modélisent certains phénomènes d'accidents graves qui ne sont pas encore parfaitement compris.

4.243. En ce qui concerne les utilisateurs de codes, il faudrait s'assurer que :

- les utilisateurs ont reçu une formation adéquate et qu'ils comprennent le code,
- les utilisateurs sont suffisamment familiarisés avec l'utilisation du code et connaissent parfaitement ses emplois et ses limitations,

- les utilisateurs disposent de recommandations adéquates pour l'utilisation du code,
- les utilisateurs (chaque fois que cela est possible) ont utilisé le code sur des problèmes standard avant de commencer le travail d'analyse de la sûreté.

4.244. En ce qui concerne l'utilisation des codes de calcul, il faudrait confirmer que :

- la nodalisation et les modèles de la centrale fournissent un moyen de bien simuler le comportement de la centrale,
- les données d'entrée sont exactes,
- les résultats fournis par le code sont compris et correctement utilisés.

5. VÉRIFICATION INDÉPENDANTE

5.1. Le but de la vérification indépendante de la sûreté est d'établir que l'évaluation de la sûreté satisfait aux exigences de sûreté applicables. Alors que la vérification peut de façon pratique être subdivisée en phases à exécuter à différents stades de la conception, la vérification indépendante finale de l'évaluation de la sûreté devrait toujours être effectuée lorsque la conception est terminée.

5.2. La réalisation d'une vérification indépendante peut largement suivre les méthodes d'évaluation de la sûreté traitées aux chapitres 2-4 du présent guide. Toutefois, le champ d'application de la vérification indépendante peut être éventuellement plus restreint que l'évaluation de la sûreté étant donné qu'elle se concentre normalement sur les exigences et problèmes de sûreté les plus importants, plutôt que sur leur totalité.

5.3. Les vérifications indépendantes sont effectuées séparément par l'exploitant/propriétaire de la centrale, qui effectue généralement un examen indépendant de l'organisation de conception, et par l'organisme de réglementation.

5.4. Le propriétaire de la centrale est entièrement responsable de sa vérification indépendante même si des parties de cette dernière sont confiées à des organismes tiers.

5.5. Les activités d'évaluation indépendante de la sûreté font partie du programme global d'AQ et constituent une préoccupation première au cours de la conception de la centrale. Toutefois, comme le montre la figure 1, la vérification indépendante est considérée comme une vérification supplémentaire distincte visant à garantir une conception adéquate et sûre. Le groupe effectuant la vérification indépendante peut prendre en compte les examens d'AQ qui ont été effectués auparavant en déterminant l'étendue et le champ d'application de la vérification.

5.6. Comme mentionné précédemment, le présent guide de sûreté traite principalement des activités de vérification de la conception exécutées avant le début de la construction de la centrale et se concentre sur les activités effectuées par le concepteur ou pour son compte. Il peut cependant être appliqué, par analogie, à d'autres activités de vérification ultérieures.

5.7. La vérification de l'évaluation de la sûreté devrait être effectuée par des experts qui connaissent bien les développements actuels de la technologie des réacteurs et de l'analyse de la sûreté. Les vérificateurs devraient être indépendants des concepteurs de la centrale.

5.8. Les personnes effectuant la vérification indépendante devraient s'assurer que le processus d'évaluation de la sûreté est adéquat. Tous les documents de conception devraient être mis à leur disposition, y compris les modèles, les données et les hypothèses de calcul. En outre, ils devraient pouvoir accéder sans restrictions au site de la centrale afin de parcourir les zones critiques pour confirmer que l'évaluation de la sûreté représente bien les installations matérielles réelles.

5.9. Voici une liste non exhaustive des éléments à vérifier :

- sélection des EIP,
- normes industrielles appliquées,
- problèmes pertinents d'évaluation de la radioprotection et de la sûreté,
- conditions initiales les plus défavorables de la centrale prises comme hypothèses pour englober tous les cas similaires,
- combinaison des événements individuels et les effets de leurs défaillances,
- identification des défaillances induites,

- hypothèses concernant le fonctionnement des systèmes et composants de sûreté, ou non liés à la sûreté, au cours du déroulement des événements,
- hypothèses relatives aux actions des opérateurs,
- sélection de codes de calculs validés applicables à des analyses particulières,
- données de fiabilité et leur applicabilité à des analyses particulières,
- construction des arbres d'événements et des arbres de défaillances pour l'EPS,
- défaillances de cause commune,
- utilisation du modèle de dispersion atmosphérique pour chaque forme particulière de rejet radioactif,
- analyse d'incertitudes,
- validité du processus d'analyse des événements hors-dimensionnement.

5.10. Une vérification indépendante de calculs sélectionnés devrait être effectuée pour s'assurer que l'analyse est correcte. Si une vérification et une validation suffisantes du code d'origine n'ont pas encore été effectuées, un code de remplacement devrait être utilisé pour vérifier son exactitude.

RÉFÉRENCES

- [1] AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE, Sûreté des centrales nucléaires : Conception, collection Normes de sûreté n° NS-R-1, AIEA, Vienne (*à paraître*).
- [2] AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE, La sûreté des installations nucléaires, collection Sécurité n° 110, AIEA, Vienne (1993).
- [3] GROUPE CONSULTATIF INTERNATIONAL POUR LA SÛRETÉ NUCLÉAIRE, La défense en profondeur en sûreté nucléaire, INSAG-10, AIEA, Vienne (1997).
- [4] INTERNATIONAL NUCLEAR SAFETY ADVISORY GROUP, Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants, 75-INSAG-3 Rev. 1, INSAG-12, IAEA, Vienna (1999).
- [5] 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).
- [6] AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE, Logiciels destinés aux systèmes programmés importants pour la sûreté des centrales nucléaires, collection Normes de sûreté n° NS-G-1.1, AIEA, Vienne (2004).
- [7] [INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Application of the Single Failure Criterion, Safety Series No. 50-P-1, IAEA, Vienne (1990).
- [8] AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE, Spécifications techniques d'exploitation et procédures d'exploitation des centrales nucléaires, collection Normes de sûreté n° NS-G-2.2, AIEA, Vienne (*à paraître*).
- [9] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Accident Management Programmes in Nuclear Power Plants: A Guidebook, Technical Reports Series No. 368, IAEA, Vienna (1994).
- [10] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Procedures for Conducting Probabilistic Safety Assessments of Nuclear Power Plants (Level 1), Safety Series No. 50-P-4, IAEA, Vienna (1992).
- [11] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Procedures for Conducting Probabilistic Safety Assessments of Nuclear Power Plants (Level 2), Safety Series No. 50-P-8, IAEA, Vienna (1995).
- [12] OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY, Level 2 PSA Methodology and Severe Accident Management, OECD/GD(97)198, OECD, Paris (1997).
- [13] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Severe Accident Risks: An Assessment for Five US Nuclear Power Plants, Rep. Nureg-1150, Division of Systems Research, USNRC, Washington, DC (1990).
- [14] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Procedures for Conducting Probabilistic Safety Assessments of Nuclear Power Plants (Level 3), Safety Series No. 50-P-12, IAEA, Vienna (1996).
- [15] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, The Role of Probabilistic Safety Assessment and Probabilistic Safety Criteria in Nuclear Power Plant Safety, Safety Series No. 106, IAEA, Vienna (1992).

PERSONNES AYANT COLLABORÉ À LA RÉDACTION ET À L'EXAMEN

Couch, D.P.	Laboratoire national du Nord-Ouest Pacifique (États-Unis d'Amérique)
Del Nero, G.	Agence nationale de la protection de l'environnement (Italie)
De Munk, P.	Ministère des affaires sociales, Département de la sûreté nucléaire (Pays-Bas)
Fil, N.	OKB Hidropress (Fédération de Russie)
Foskolos, K.	Institut Paul Scherrer (Suisse)
Gasparini, M.	Agence internationale de l'énergie atomique
Misak, J.	Agence internationale de l'énergie atomique
Kabanov, L.	Centre international de sûreté nucléaire du MINATOM (Fédération de Russie)
Krishnan, V.S.	Énergie atomique du Canada limitée (Canada)
Krugmann, U.	Siemens AG/KWU Erlangen (Allemagne)
Lee, J.H.	Institut de sûreté nucléaire (République de Corée)
Omoto, A.	Tokyo Electric Power Company (Japon)
Petrangeli, G.	Agence nationale de la protection de l'environnement (Italie)
Rohar, S.	Autorité de réglementation nucléaire (Slovaquie)
Shepherd, C.H.	Service d'inspection des installations nucléaires (Royaume-Uni)
Simon, M.	Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit mbH (Allemagne)
Vidard, M.	Électricité de France (France)
Vine, G.	Institut de recherche sur l'énergie électrique (États-Unis d'Amérique)
Wilson, J.N.	Commission de la réglementation nucléaire (États-Unis d'Amérique)

ORGANES D'APPROBATION DES NORMES DE SÛRETÉ

Comité des normes de sûreté nucléaire

Allemagne : Wendling, R.D. ; *Argentine* : Sajaroff, P. ; *Belgique* : Govaerts, P. (président) ; *Brésil* : Salati de Almeida, I.P. ; *Canada* : Malek, I. ; *Chine* : Zhao, Y. ; *Espagne* : Lequerica, I. ; *États-Unis d'Amérique* : Murphy, J. ; *Fédération de Russie* : Baklushin, R.P. ; *Finlande* : Reiman, L. ; *France* : Saint Raymond, P. ; *Inde* : Venkat Raj, V. ; *Italie* : Del Nero, G. ; *Japon* : Hirano, M. ; *Mexique* : Delgado Guardado, J.L. ; *Pakistan* : Hashimi, J.A. ; *Pays-Bas* : de Munk, P. ; *République de Corée* : Lee, J.-I. ; *Royaume-Uni* : Hall, A. ; *Suède* : Jende, E. ; *Suisse* : Aberli, W. ; *Ukraine* : Mikolaichuk, O. ; *Agence de l'OCDE pour l'énergie nucléaire* : Royen, J. ; *AIEA* : Hughes, P. (coordonnateur) ; *Commission européenne* : Gómez-Gómez, J.A. ; *Organisation internationale de normalisation (ISO)* : d'Ardenne, W.

Commission des normes de sûreté

Allemagne : Renneberg, W., Wendling, R.D. ; *Argentine* : D'Amato, E. ; *Brésil* : Caubit da Silva, A. ; *Canada* : Bishop, A., Duncan, R.M. ; *Chine* : Zhao, C. ; *Espagne* : Martin Marquínez, A. ; *États-Unis d'Amérique* : Travers, W.D. ; *Fédération de Russie* : Vishnevskiy, Y.G. ; *France* : Lacoste, A.-C., Gauvain, J. ; *Inde* : Sukhatme, S.P. ; *Japon* : Suda, N. ; *République de Corée* : Kim, S.-J. ; *Royaume-Uni* : Williams, L.G. (président), Pape, R. ; *Suède* : Holm, L.-E. ; *Suisse* : Jeschki, W. ; *Ukraine* : Smyshlayaev, O.Y. ; *Agence de l'OCDE pour l'énergie nucléaire* : Shimomura, K. ; *AIEA* : Karbassioun, A. (coordonnateur) ; *Commission internationale de protection radiologique* : Clarke, R.H.

La présente publication a été remplacée par le n° GSR Part 4 (Rev. 1) et le n° SSG-2.