

# collection sécurité

**Évaluation de la sûreté  
des réacteurs de recherche  
et établissement  
du rapport de sûreté**



**IAEA**

Agence internationale de l'énergie atomique

ÉVALUATION DE LA SÛRETÉ  
DES RÉACTEURS DE RECHERCHE  
ET ÉTABLISSEMENT  
DU RAPPORT DE SÛRETÉ

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

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

© AIEA, 2004

Pour obtenir l'autorisation de reproduire ou de traduire des passages de la présente publication, s'adresser par écrit à l'Agence internationale de l'énergie atomique, Wagramer Strasse 5, B.P. 100, A-1400 Vienne (Autriche).

Imprimé par l'AIEA en Autriche  
Janvier 2004  
STI/PUB/960

COLLECTION SÉCURITÉ N° 35-G1

ÉVALUATION DE LA SÛRETÉ  
DES RÉACTEURS DE RECHERCHE  
ET ÉTABLISSEMENT  
DU RAPPORT DE SÛRETÉ

AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE  
VIENNE, 2004

ÉVALUATION DE LA SÛRETÉ DES RÉACTEURS DE RECHERCHE  
ET ÉTABLISSEMENT DU RAPPORT DE SÛRETÉ

AIEA, VIENNE, 2003

STI/PUB/960

ISBN 92-0-201004-8

ISSN 0074-1892

## AVANT-PROPOS

Le premier réacteur de recherche nucléaire a divergé le 2 décembre 1942. On compte à présent plus de 300 réacteurs de recherche en service dans une soixantaine d'États Membres de l'AIEA. En 50 ans, une tradition de sûreté nucléaire s'est affirmée aussi bien dans la conception que dans l'exploitation des réacteurs de recherche.

Depuis sa création en 1957, l'AIEA s'est beaucoup intéressée aux avantages que ses États Membres peuvent tirer de l'exploitation sûre des réacteurs de recherche, non seulement dans les domaines traditionnels de la technologie électronucléaire, de la production de radio-isotopes, de la médecine nucléaire et de la formation de personnel, mais aussi dans des secteurs vitaux comme la mise au point de matériaux et la lutte contre la pollution. Pour pouvoir bénéficier de ces avantages, il faut garantir la sûreté des réacteurs de recherche, domaine dans lequel l'AIEA a une longue expérience.

La première publication de l'AIEA sur la sûreté des réacteurs de recherche remonte à 1961 (n° 4 de la collection Sécurité) et depuis, on continue de s'intéresser à ce sujet. En 1971 a été publié le numéro 35 de la collection Sécurité, intitulé «Exploitation des réacteurs de recherche et des assemblages critiques», qui a fait l'objet d'une importante révision parue en 1985 sous le même titre. Cette publication donnait des indications pratiques sur la sûreté d'exploitation, mais elle ne traitait pas de nombreuses autres questions qui se posent dans le cadre d'un projet de réacteur de recherche et qui influent sur la sûreté.

Pour combler cette lacune, les principes fondamentaux et les prescriptions de sûreté pour les réacteurs de recherche et les assemblages critiques ont été regroupés en deux codes de la catégorie Normes de sûreté portant sur l'exploitation et — pour la première fois — sur la conception (nos 35-S1 et 35-S2 de la collection Sécurité). Ces codes, qui remplacent l'édition de 1985 du numéro 35 de la collection Sécurité, énoncent également les prescriptions de sûreté essentielles en matière de choix des sites, d'assurance de la qualité et de contrôle réglementaire des réacteurs de recherche.

Outre ces deux normes de sûreté, le programme pour la sûreté des réacteurs de recherche comprend des guides et des pratiques de sûreté qui fournissent des indications détaillées sur la sûreté dans plusieurs domaines comme les procédures de mise en service, d'utilisation, d'analyse et d'évaluation de la sûreté, de radioprotection et d'exploitation.

Le présent guide de sûreté expose des principes, faisant l'objet d'un consensus international, qui s'appliquent à l'élaboration et à l'examen-évaluation des documents de sûreté concernant les réacteurs de recherche, tels que le rapport de sûreté. Il concerne principalement la conception et la construction des réacteurs de recherche, mais il est aussi recommandé de l'appliquer lors du renouvellement de l'autorisation d'exploitation ou lors de la réévaluation de réacteurs existants.

## NOTE SUR L'INTERPRÉTATION DU TEXTE

*Lorsqu'un guide de sûreté comporte un appendice, ce dernier est réputé faisant partie intégrante de ce guide et appartenir à la même catégorie que celui-ci. En revanche, les annexes, notes infrapaginales et bibliographies ont pour seul objet de donner des précisions ou des exemples concrets qui peuvent être utiles au lecteur.*

*Dans le présent document, les mots «doit» ou «faut» sont utilisés pour indiquer une prescription impérative, les mots «devrait» ou «faudrait» pour indiquer une option souhaitable et le mot «peut» pour indiquer une possibilité autorisée, qui n'est ni une prescription ni une option souhaitable.*

*Dans plusieurs cas, on trouvera employés les mots «il faut envisager ...» ou «doit ... autant que possible». Il est alors essentiel d'accorder la plus grande attention à la question dont il s'agit, et la décision doit être prise en tenant compte des particularités de chaque cas. Toutefois, la décision finale doit être rationnelle et justifiable, et ses raisons techniques doivent être fournies avec documents à l'appui.*

## TABLE DES MATIERES

1.	INTRODUCTION .....	1
	Généralités (101–104) .....	1
	Objectif (105) .....	2
	Champ d'application (106–108) .....	3
	Structure (109–115) .....	3
2.	PRESCRIPTIONS POUR L'ÉVALUATION DE LA SÛRETÉ LORS DE LA PROCÉDURE D'AUTORISATION D'EXPLOITATION D'UN RÉACTEUR DE RECHERCHE .....	5
	Responsabilités et critères d'évaluation (201–209) .....	5
	Organisme exploitant (210–213) .....	7
	Organisme de réglementation (214–216) .....	8
	Critères d'acceptation (217–219) .....	9
	Informations à fournir lors de la procédure d'autorisation (220–221) ...	11
	Calendrier pour la soumission des informations (222) .....	11
	Choix du site (223) .....	11
	Conception et construction (224–227) .....	12
	Mise en service (228–229) .....	12
	Exploitation (230–232) .....	13
	Utilisation et modification (233–236) .....	13
	Déclassement (237–238) .....	14
3.	ÉTABLISSEMENT DU RAPPORT DE SÛRETÉ .....	15
	Objet et portée (301–305) .....	15
	Prescriptions spécifiques (306–310) .....	16
	Élaboration de l'analyse de la sûreté (311–317) .....	17
4.	CONDUITE DE L'EXAMEN-ÉVALUATION .....	21
	Objet et portée (401) .....	21
	Programme relatif à l'examen-évaluation (402–407) .....	22

APPENDICE: CONTENU DU RAPPORT DE SÛRETÉ .....	25
A.1. Introduction et description générale de l'installation (A.101) .....	25
Description générale de l'installation (A.102) .....	25
Historique (A.103) .....	25
Comparaison avec d'autres installations (A.104) .....	25
Identification des propriétaires ou des intervenants (A.105) .....	25
Caractéristiques de sûreté (A.106) .....	26
Programme d'expérimentation (A.107) .....	26
Liste des plans (A.108) .....	26
Références (A.109) .....	26
Informations techniques complémentaires requises (A.110) .....	26
A.2. Objectifs de sûreté et prescriptions relatives à la conception technique (A.201) .....	26
Objectifs de sûreté et prescriptions générales relatives à la conception (A.202–A.203) .....	27
Prescriptions spécifiques relatives à la conception (A.204) .....	28
Classification des structures, composants et systèmes (A.205) .....	29
Événements externes (A.206) .....	30
Codes et normes (A.207–A.209) .....	30
Méthodes de conception technique (A.210) .....	31
Conception de la protection contre les incendies d'origine interne (A.211) .....	31
Homologation des composants (A.212) .....	31
Conclusions (A.213) .....	31
A.3. Caractéristiques du site (A.301–A.303) .....	32
Description générale du site (A.304–A.305) .....	32
Effets externes (A.306–A.307) .....	33
Géologie et sismologie (A.308–A.309) .....	33
Météorologie (A.310) .....	33
Hydrologie et océanographie (A.311–A.314) .....	33
Installations industrielles, militaires et de transport avoisinantes (A.315–A.316) .....	34
Impact radiologique (A.317–A.318) .....	34
Répartition de la population (A.319) .....	35
Environnement naturel, utilisation du sol et de l'eau (A.320) .....	35

Niveaux radiologiques de référence (A.321) .....	35
Dispersion de matières radioactives dans l'atmosphère (A.322–A.323) ..	36
Dispersion des matières radioactives par les eaux superficielles et souterraines (A.324–A.325) .....	36
Mesures d'atténuation (A.326–A.327) .....	36
Conclusion (A.328) .....	37
A.4. Bâtiments et structures .....	37
Bâtiment du réacteur (A.401–A.407) .....	37
Structures auxiliaires (A.408) .....	38
A.5. Réacteur (A.501–A.502) .....	38
Descriptif (A.503) .....	39
Éléments combustibles (A.504–A.509) .....	39
Système de contrôle de la réactivité (A.510–A.512) .....	40
Conception nucléaire (A.513–A.516) .....	41
Conception thermique et hydraulique (A.517–A.522) .....	42
Matériaux du réacteur (A.523–A.525) .....	43
A.6. Systèmes de refroidissement du réacteur et systèmes auxiliaires (A.601) .....	43
Système de refroidissement primaire (A.602–A.604) .....	44
Système de refroidissement secondaire (source froide ultime) (A.605–A.606) .....	44
Modérateur (A.607) .....	44
Système de refroidissement de secours du cœur (A.608) .....	45
Système de refroidissement à l'arrêt (A.609) .....	45
Système de purification du circuit primaire (A.610–A.611) .....	45
Système d'appoint du circuit primaire (A.612) .....	46
A.7. Dispositifs de sauvegarde (A.701–A.704) .....	46
A.8. Contrôle-commande (A.801–A.803) .....	47
Système de protection du réacteur (A.804–A.808) .....	47
Système de régulation du réacteur (A.809) .....	48
Système d'alarme (A.810) .....	48

Verrouillages (A.811) .....	48
Autres systèmes d'instrumentation requis	
aux fins de la sûreté (A.812) .....	48
Salle de commande (A.813–A.815) .....	48
 A.9. Alimentation électrique (A.901) .....	 49
Alimentation normale en courant alternatif (A.902) .....	49
Alimentation de secours en courant alternatif (A.903–A.904) .....	49
Sources d'alimentation électrique secourue (A.905) .....	49
Câbles et plans de câblage (A.906) .....	50
 A.10. Systèmes auxiliaires (A.1001) .....	 50
Entreposage et manutention du combustible (A.1002–A.1004) .....	50
Circuits d'eau (A.1005) .....	51
Dispositifs auxiliaires (A.1006) .....	51
Climatisation, systèmes de chauffage, de refroidissement	
et de ventilation de l'air (A.1007) .....	51
Protection-incendie (A.1008) .....	51
Autres systèmes auxiliaires (A.1009) .....	51
 A.11. Utilisation du réacteur (A.1101) .....	 51
Dispositifs expérimentaux (A.1102–A.1103) .....	52
Programme d'expérimentation (A.1104–A.1105) .....	52
 A.12. Sûreté radiologique pendant l'exploitation (A.1201–A.1202) .....	 52
Programme de radioprotection (A.1203–A.1217) .....	53
Sources de rayonnements dans l'installation (A.1218–A.1221) .....	56
Conception de l'installation du point de vue	
de la sûreté radiologique (A.1222–A.1228) .....	57
Systèmes de gestion des déchets (A.1229–A.1233) .....	58
Évaluation des doses en exploitation normale (A.1234–A.1240) .....	60
Conclusion (A.1241) .....	61
 A.13 Conduite des opérations (A.1301) .....	 61
Structure administrative (A.1302–A.1304) .....	62
Qualification et formation du personnel (A.1305–A.1306) .....	62
Examen et audit (A.1307–A.1308) .....	62

Instructions et procédures d'exploitation (A.1309–A.1310) .....	63
Maintenance, essais et inspections (A.1311) .....	63
Sécurité physique (A.1312–A.1313) .....	64
Relevés et rapports (A.1314–A.1315) .....	64
A.14. Évaluation de l'environnement (A.1401–A.1403) .....	64
A.15. Mise en service (A.1501) .....	65
Programme de mise en service (A.1502) .....	65
Prescriptions spécifiques (A.1503–A.1505) .....	66
Mise en service des modifications (A.1506) .....	66
A.16. Analyse de la sûreté (A.1601–A.1602) .....	66
Introduction (A.1603–A.1604) .....	67
Caractéristiques du réacteur (A.1605–A.1609) .....	67
Sélection des événements initiateurs (A.1610–A.1612) .....	68
Évaluation de séquences d'événements (A.1613–A.1645) .....	69
Récapitulatif (A.1646–A.1647) .....	77
A.17. Limites et conditions d'exploitation (A.1701–A.1703) .....	78
Limites de sûreté (A.1704) .....	79
Points de consigne des systèmes de sûreté (A.1705) .....	79
Conditions limitatives pour une exploitation sûre (A.1706) .....	79
Prescriptions en matière de surveillance (A.1707) .....	80
Prescriptions administratives (A.1708) .....	80
A.18. Assurance de la qualité .....	80
Programme d'AQ (A.1801–A.1803) .....	80
Procédures d'AQ (A.1804–A.1807) .....	81
Bilan de gestion du programme d'AQ (A.1808) .....	82
A.19. Déclassement (A.1901–A.1903) .....	82
A.20. Planification et préparation pour les situations d'urgence .....	82
Plan d'urgence (A.2001–A.2003) .....	82
Procédures d'urgence (A.2004–A.2006) .....	83

ANNEXE I: APPROCHE ET MÉTHODES DE L'ANALYSE DE LA SÛRETÉ .....	85
ANNEXE II: EXEMPLES DE PARAMÈTRES D'ENTRÉE ET DE CONDITIONS INITIALES .....	92
ANNEXE III: EXEMPLES D'ÉLÉMENTS À PRENDRE EN COMPTE DANS LE DESCRIPTIF DU RÉACTEUR .....	93
ANNEXE IV: SOURCES DE MATIÈRES RADIOACTIVES OU CHAMPS DE RAYONNEMENTS CARACTÉRISTIQUES D'UN RÉACTEUR DE RECHERCHE .....	96
DÉFINITIONS .....	97
PERSONNES AYANT COLLABORÉ À LA RÉDACTION ET À L'EXAMEN DU TEXTE .....	105
PROJETS DE PUBLICATIONS DE LA COLLECTION SÉCURITÉ RELATIVES À LA SÛRETÉ DES RÉACTEURS DE RECHERCHE .....	108
LISTE DE PUBLICATIONS DE L'AIEA AYANT TRAIT À LA SÛRETÉ DES RÉACTEURS DE RECHERCHE .....	109

# 1. INTRODUCTION

## GÉNÉRALITÉS

101. Le présent guide de sûreté fait partie d'un ensemble de publications qui ont été élaborées dans le cadre du programme de l'AIEA pour la sûreté des réacteurs de recherche, qui couvre tous les aspects importants de la sûreté de ces réacteurs. Cet ensemble comprend des normes, guides et pratiques de sûreté de la collection Sécurité de l'AIEA. Au niveau le plus élevé, les normes de sûreté définissent les objectifs à atteindre et recommandent les prescriptions à respecter pour pouvoir garantir une sûreté adéquate à tous les stades du cycle de vie d'un réacteur de recherche. Les guides et les pratiques de sûreté traitent ces sujets en formulant des recommandations sur la manière de se conformer aux prescriptions définies dans les normes de sûreté, en donnant des orientations et en présentant les pratiques internationales en matière de sûreté des réacteurs de recherche. Un guide de sûreté peut aussi introduire des prescriptions plus spécifiques, en rapport avec celles qui figurent dans la norme de sûreté à laquelle il est lié. On trouvera à la fin du présent guide une liste de publications ayant trait à la sûreté des réacteurs de recherche.

102. Compte tenu des caractéristiques propres aux réacteurs de recherche, les aspects de la sûreté concernant la conception et l'exploitation ont été privilégiés et traités séparément dans deux normes de sûreté — les codes pour la sûreté des réacteurs nucléaires de recherche concernant respectivement la conception et l'exploitation (collection Sécurité n<sup>os</sup> 35-S1 et 35-S2). Parmi ces caractéristiques figurent la grande variété des modèles, l'étendue de la gamme de puissances, les différents modes d'exploitation et les différentes utilisations, les paramètres intervenant dans le choix des sites et les différences qui existent entre les organismes qui exploitent des réacteurs de recherche, notamment du point de vue des ressources. Du fait de ces caractéristiques et s'agissant de questions spécifiques, l'élaboration et l'observation des prescriptions de base supposent une certaine marge de manœuvre. Il en est tenu compte dans le présent guide de sûreté.

103. Les organismes chargés de la sûreté des réacteurs de recherche et de la protection de la population, du personnel affecté au site et de l'environnement ont un certain nombre de responsabilités interdépendantes. La conduite de l'analyse de la sûreté par l'exploitant puis son examen-évaluation par l'organisme de réglementation, de même que l'élaboration, la soumission et l'évaluation d'autres

documents de sûreté pendant la procédure d'autorisation ou dans d'autres circonstances particulières, comme dans le cas de projets de modification ou d'expérimentation, sont des tâches extrêmement importantes. Les concepts généraux concernant ces questions, qui sont présentés dans les deux codes susmentionnés, sont développés dans le présent guide de sûreté, lequel devrait par conséquent être consulté parallèlement aux codes. La présente publication aborde en outre d'autres aspects de l'exploitation des réacteurs traités habituellement dans le rapport de sûreté (RS), comme les limites et conditions d'exploitation et les procédures de mise en service et d'exploitation, qu'il est prévu de développer encore dans d'autres publications de la collection Sécurité.

104. L'emploi dans le présent guide des expressions «évaluation de la sûreté», «analyse de la sûreté» et «examen-évaluation» mérite une explication. L'évaluation de la sûreté du réacteur peut comprendre des activités multiples et variées effectuées pendant la procédure d'autorisation, comme les analyses, l'élaboration et la soumission des documents à examiner, et peut faire intervenir plusieurs organismes. L'expression «évaluation de la sûreté» est employée en général dans le programme pour la sûreté des réacteurs de recherche à la place de l'expression «analyse de la sûreté», laquelle a dans le présent guide un sens plus spécifique. L'analyse de la sûreté, qui porte en fait sur les incidents ou les risques, est effectuée par le concepteur ou par l'exploitant. Elle est l'un des éléments déterminants de la procédure d'autorisation d'exploitation du réacteur et doit figurer dans le RS, à des fins d'examen-évaluation par l'organisme de réglementation. L'expression «examen-évaluation» est réservée pour désigner la responsabilité de l'organisme de réglementation, à qui il incombe d'évaluer les documents de sûreté présentés à l'appui d'une demande d'autorisation.

## OBJECTIF

105. L'objectif du présent guide de sûreté est de recommander la marche à suivre en vue de satisfaire aux prescriptions fixées pour l'évaluation de la sûreté pendant la procédure d'autorisation, telles que les responsabilités et les fonctions des organismes compétents (collection Sécurité n° 35-S2, paragraphes 301–303 et 401–403) et les étapes à franchir pour l'obtention de l'autorisation (collection Sécurité n° 35-S1, paragraphes 308–313). Le présent guide donne notamment des orientations sur la conduite de l'analyse de la sûreté (collection Sécurité n° 35-S1, paragraphes 509–517) et sur l'élaboration du RS (collection Sécurité n° 35-S2, paragraphes 501–505). Il donne pour finir des recommandations détaillées sur la conduite de l'examen-évaluation du RS par l'organisme de réglementation.

## CHAMP D'APPLICATION

106. Le présent guide de sûreté est applicable de manière générale à tout type de réacteur de recherche. Toutefois, du fait des caractéristiques variées des réacteurs de recherche, comme indiqué au paragraphe 102, l'observation des prescriptions et l'application des recommandations figurant dans le présent guide de sûreté supposent une certaine marge de manœuvre. C'est pourquoi il est nécessaire que les utilisateurs du présent guide de sûreté fassent un choix réfléchi et justifiable parmi les informations qui leur sont présentées. En outre, les recommandations seront appliquées avec plus ou moins de détail, suivant les discussions que l'organisme exploitant et l'organisme de réglementation auront eues et les accords auxquels ils seront parvenus, la décision finale appartenant à l'organisme de réglementation.

107. Le présent guide de sûreté concerne essentiellement les réacteurs de recherche d'une puissance maximale de quelques dizaines de mégawatts. C'est pourquoi, dans le cas des réacteurs de recherche de faible puissance (moins de quelques dizaines de kilowatts) et des assemblages critiques, les informations à présenter dans le RS peuvent être sensiblement moins détaillées. Néanmoins, il est vivement recommandé d'évaluer l'applicabilité de tous les éléments figurant dans le présent guide de sûreté. En revanche, les prescriptions concernant la procédure correcte d'autorisation pour les réacteurs de recherche de forte puissance ou faisant appel à une technologie avancée ou complexe sortent du cadre du présent guide de sûreté. Dans ces cas-là, les publications de l'AIEA concernant la sûreté des réacteurs de puissance peuvent contenir des recommandations supplémentaires pertinentes.

108. Bien que le présent guide de sûreté concerne essentiellement les réacteurs de recherche de conception et de construction récentes, il est applicable à toute nouvelle procédure d'autorisation ou à toute réévaluation demandée par l'organisme de réglementation ou décidée par l'organisme exploitant. Quoi qu'il en soit, la justification de l'approche retenue sur la base du présent guide de sûreté doit être fournie à l'organisme de réglementation.

## STRUCTURE

109. Le présent guide de sûreté traite deux questions interdépendantes: l'évaluation de la sûreté du réacteur et l'établissement du RS aux fins de cette évaluation. Il donne également des orientations générales sur les démarches à effectuer pour obtenir l'autorisation d'un réacteur de recherche. Ces deux questions, certes différentes, ont été réunies dans un même guide de sûreté car elles sont interdépendantes et aussi importantes l'une que l'autre pour la procédure d'autorisation. En outre, la structure

du présent guide reflète sa fonction dans l'ensemble du programme pour la sûreté des réacteurs de recherche prévu par l'AIEA. Il comporte un texte principal, un appendice et quatre annexes. Le corps du texte, divisé en trois sections (sections 2–4), porte sur l'évaluation d'ensemble de la sûreté du réacteur, l'élaboration de prescriptions spécifiques et la formulation de recommandations. Ces prescriptions et ces recommandations sont largement détaillées et complétées par les informations présentées dans l'appendice et dans les annexes I–IV.

110. La section 2 présente la procédure d'autorisation, qui permet de contrôler et de déterminer la sûreté de l'installation et la délivrance des autorisations. Cette section porte sur les attributions et les responsabilités des organismes intervenant dans la procédure, les éléments d'information que l'organisme exploitant soumet à l'organisme de réglementation aux fins de l'examen-évaluation et les critères d'acceptation en fonction desquels cet examen-évaluation est effectué.

111. La section 3 donne des orientations générales sur l'élaboration du RS, notamment la préparation de l'analyse de la sûreté par l'organisme exploitant. Il est souvent fait référence à l'appendice à propos de prescriptions, recommandations ou conseils spécifiques.

112. La section 4 donne des orientations générales sur la manière dont l'organisme de réglementation devrait effectuer l'examen-évaluation de la sûreté de l'installation. Elle renvoie à l'appendice à propos de prescriptions et de recommandations spécifiques ayant trait au RS dans son ensemble.

113. L'appendice est un guide exhaustif sur l'établissement d'un RS pour un réacteur de recherche présentant les caractéristiques examinées aux paragraphes 102 et 106–108. Il donne des recommandations sur le contenu standard du RS et définit, à l'intention de l'organisme exploitant, la base sur laquelle établir les documents de sûreté et, à l'intention de l'organisme de réglementation, la base d'examen-évaluation et d'approbation de ces documents. Ces recommandations sont faites tout en sachant que, dans ce domaine, une multiplicité de pratiques existent dans les États Membres de l'AIEA. L'adoption d'une présentation standard facilitera grandement l'examen-évaluation, mais aussi les examens indépendants par des pairs qui seraient demandés.

114. L'appendice est divisé en 20 chapitres portant sur les différents sujets qui sont habituellement traités dans le RS soumis à l'organisme de réglementation pour examen-évaluation. Les intitulés des chapitres de l'appendice correspondent généralement à ceux qui figurent dans le RS. L'accent est mis sur les domaines dans lesquels l'organisme de réglementation a besoin d'informations de base, à savoir les caractéristiques du site, les descriptifs du réacteur (et des systèmes de sûreté),

la conduite des opérations, la mise en service, l'analyse de la sûreté, les limites et conditions d'exploitation, l'assurance de la qualité (AQ), la radioprotection et la planification pour les situations d'urgence. C'est ainsi qu'une attention considérable est accordée à l'évaluation de la sûreté des modifications et des expérimentations prévues, en tenant compte de l'usage auquel est destiné le réacteur.

115. Les annexes I et II brossent les grandes lignes d'une approche de base, avec des recommandations à l'appui, pour conduire l'analyse de la sûreté d'un réacteur de recherche en appliquant des méthodes déterministes d'analyse des accidents et de leurs conséquences radiologiques. L'annexe III traite des caractéristiques du réacteur à décrire dans le RS. Enfin, l'annexe IV énumère les sources radioactives caractéristiques d'un réacteur de recherche qu'il faut examiner et présenter dans le RS.

## **2. PRESCRIPTIONS POUR L'ÉVALUATION DE LA SÛRETÉ LORS DE LA PROCÉDURE D'AUTORISATION D'EXPLOITATION D'UN RÉACTEUR DE RECHERCHE**

### **RESPONSABILITÉS ET CRITÈRES D'ÉVALUATION**

201. Lorsqu'on veut construire un réacteur de recherche (ou entreprendre une modification importante), il faut donner à la population vivant aux alentours du site du réacteur des assurances suffisantes que l'installation fonctionnera en toute sûreté. De telles assurances émanent du gouvernement, qui veille à ce qu'une base juridique et réglementaire adéquate existe pour évaluer les incidences du projet sur la sûreté. Cette base doit comprendre la création d'un organisme de réglementation indépendant. Le Code pour la sûreté des réacteurs nucléaires de recherche: Conception (collection Sécurité n° 35-S1) et le Code pour la sûreté des réacteurs nucléaires de recherche: Exploitation (collection Sécurité n° 35-S2) établissent les prescriptions d'ordre général relatives aux systèmes de sûreté, y compris la procédure d'autorisation<sup>1</sup>.

---

<sup>1</sup> Des indications supplémentaires sur la création d'un organisme public de réglementation des centrales nucléaires figurent dans la publication de la collection Sécurité n° 50-C-G (Rev.1), Code pour la sûreté des centrales nucléaires: Organisation gouvernementale. Ces recommandations devraient être adaptées pour être appliquées aux réacteurs de recherche.

202. L'organisme de réglementation doit être véritablement indépendant de l'organisme exploitant. Pour être efficace, il doit être pourvu des pouvoirs juridiques, de l'autorité statutaire et des ressources nécessaires pour s'acquitter de ses responsabilités et de ses fonctions. C'est ainsi qu'il est généralement en mesure de contrôler le projet de réacteur de recherche en délivrant des autorisations assorties de conditions et en vérifiant au moyen d'inspections la performance et la conformité.

203. L'objectif de l'organisme de réglementation est de veiller à ce que la population, l'environnement et le personnel d'exploitation soient à l'abri des effets négatifs que le projet de réacteur de recherche pourrait avoir. Pour y parvenir, l'organisme de réglementation doit formuler des orientations, des principes, des recommandations, des critères et des règles en matière de sûreté, sur lesquels fonder son action. Il doit aussi examiner et évaluer les informations en matière de sûreté soumises par le demandeur et appliquer la réglementation pertinente (par exemple délivrance, amendement ou révocation des autorisations ou des conditions dont elles sont assorties), notamment procéder aux inspections et audits de conformité, prendre les mesures d'exécution et communiquer des informations aux autres organismes concernés ou à la population, le cas échéant.

204. Sans préjudice de ces responsabilités de l'organisme de réglementation, c'est à l'organisme exploitant et non à l'organisme de réglementation qu'il incombe de garantir la sûreté de l'installation et d'en démontrer le niveau adéquat.

205. C'est notamment à travers les informations qui sont consignées habituellement dans le RS que l'organisme exploitant démontrera le niveau adéquat de sûreté de son installation. C'est aussi sur la base de ces informations que l'organisme de réglementation décide s'il délivre l'autorisation d'exploitation de l'installation nucléaire et qu'il définit les prescriptions en fonction desquelles l'installation sera inspectée.

206. La procédure d'autorisation peut varier d'un État Membre à l'autre mais, dans tous les cas, elle suit les étapes examinées dans la présente section. Le contrôle de la sûreté nucléaire s'exerce essentiellement par la délivrance d'autorisations gouvernementales qui permettent, étape par étape, la poursuite du projet de réacteur de recherche et qui imposent des conditions au titulaire de l'autorisation. En conséquence, une des tâches essentielles de l'organisme de réglementation est de décider d'approuver ou non une demande d'autorisation en fonction de l'examen-évaluation des propositions de l'organisme exploitant.

207. Le contenu de la proposition peut varier d'un État Membre à l'autre, suivant le système juridique et réglementaire en vigueur. Toutefois, il faudrait que les principes

et les prescriptions d'ordre général reprennent ceux que l'AIEA définit dans le présent guide de sûreté<sup>2</sup>, la teneur des informations communiquées pour étayer une demande d'autorisation devant être en rapport avec les risques que peut présenter l'installation et avec la phase considérée de la procédure d'autorisation.

208. Les principales étapes de la procédure d'autorisation doivent englober la réglementation relative aux activités suivantes:

- Choix du site;
- Conception et construction;
- Mise en service;
- Exploitation, y compris utilisation et modifications<sup>3</sup>;
- Déclassement.

209. La procédure d'autorisation est continue car elle commence aux stades de la planification du site et de l'étude de faisabilité et se poursuit jusque dans la phase de déclassement du réacteur. Si les procédures d'autorisation varient d'un pays à l'autre, la première mesure officielle dans ce sens peut être l'approbation du concept de sûreté et la préparation et la délivrance d'une autorisation de construction. Dans certains cas, une seule autorisation est délivrée pour le projet, mais elle est assortie de certaines conditions de sorte qu'un contrôle puisse être exercé sur les étapes ultérieures. Malgré ces différences dans les pratiques nationales, l'organisme exploitant doit soumettre un dossier justificatif de sûreté nucléaire, comprenant une analyse adéquate de la sûreté, que l'organisme de réglementation doit examiner et évaluer avant de donner l'autorisation de passer à l'étape suivante.

## **Organisme exploitant**

210. L'organisme exploitant assume la responsabilité générale de la sûreté de l'installation durant toutes les étapes de son cycle de vie (paragraphe 208). Le respect

---

<sup>2</sup> Pour des recommandations supplémentaires sur le sujet, voir la norme de sûreté n° 50-C-G (Rev.1) et les guides de sûreté 50-SG-G2, 50-SG-G3 et 50-SG-G8.

<sup>3</sup> Bien que l'utilisation et la modification des réacteurs de recherche comportent des activités faisant habituellement partie de l'exploitation (collection Sécurité n° 35-S2, paragraphes 1201–1210 et 1301–1305), on peut les considérer comme des étapes distinctes de la procédure d'autorisation car elles supposent, du fait de leurs incidences sur la sûreté, un grand nombre d'examen-évaluations qui sont répétés à maintes reprises tout au long du cycle de vie du réacteur (voir les paragraphes 233–236 du présent guide de sûreté).

des prescriptions imposées par l'organisme de réglementation ne dégage pas l'organisme exploitant de l'obligation fondamentale d'assurer la protection du personnel affecté au site, de la population et de l'environnement. L'organisme exploitant doit démontrer à l'organisme de réglementation que cette responsabilité sera assumée.

211. L'organisme exploitant doit soumettre suffisamment tôt les informations requises à l'organisme de réglementation. Il lui incombe de prendre des dispositions avec les vendeurs pour que les informations soient disponibles. Il lui incombe également de communiquer à l'organisme de réglementation toute nouvelle information ou tout changement à apporter aux informations déjà fournies.

212. La présentation et le contenu des documents que l'organisme exploitant soumet à l'appui d'une demande d'autorisation devraient se fonder sur les informations données dans le présent guide de sûreté. Toutefois, l'organisme de réglementation peut demander des informations supplémentaires, suivant les pratiques réglementaires de l'État Membre.

213. L'examen-évaluation des informations par l'organisme de réglementation est un processus continu. Des parties du RS ou d'autres documents doivent être soumis à l'organisme de réglementation dès la phase initiale du projet, suivant un calendrier préalablement fixé (paragraphe 222). Grâce à cette approche, la procédure d'évaluation et d'approbation devient systématique, ce qui évite des retards inutiles dans la procédure d'autorisation.

### **Organisme de réglementation**

214. Il incombe au premier chef à l'organisme de réglementation de déterminer que les activités concernant le réacteur de recherche proposé (implantation, construction, mise en service, exploitation, utilisation, modification et déclassement) ne présentent aucun risque radiologique indu pour le personnel affecté au site, la population et l'environnement. À cet égard, l'organisme de réglementation doit:

- a) Se familiariser avec la conception du réacteur, le concept de sûreté sur lequel elle repose, le programme d'AQ et les principes d'exploitation proposés par l'organisme exploitant;
- b) Procéder à l'examen-évaluation des documents techniques soumis par l'organisme exploitant. Cet exercice consiste d'abord en une analyse d'ensemble du réacteur, puis en un examen-évaluation approfondi de la conception des différents systèmes, structures et composants et de leur comportement

en exploitation normale, lors d'incidents de fonctionnement prévus ou dans des conditions accidentelles;

- c) Exiger, si nécessaire, que les éléments visés sous a) et b) soient modifiés.

215. L'examen-évaluation de la sûreté nucléaire du réacteur proposé repose essentiellement sur les informations figurant dans le RS soumis par l'organisme exploitant. L'organisme de réglementation doit déterminer:

- Si l'organisme exploitant a communiqué les informations nécessaires et adéquates, compte tenu de l'objet et de la portée de l'examen-évaluation (paragraphe 401);
- Si ces informations sont conformes aux dispositions de tous les règlements applicables;
- Si ces informations sont précises; pour cela, il peut être procédé à des vérifications indépendantes portant sur la conception, y compris les calculs, et à des inspections des programmes et des installations (programme d'AQ par exemple);
- Si les solutions techniques, notamment les solutions innovantes, sont réalisables et permettent d'atteindre les objectifs de conception en matière de sûreté nucléaire.

216. En collaboration avec l'organisme exploitant, l'organisme de réglementation doit établir assez tôt un calendrier pour la soumission des documents à l'appui de la demande d'autorisation (paragraphe 222). Il doit élaborer un programme d'examen-évaluation correspondant aux différents stades de la procédure d'autorisation (paragraphes 402–407). Il doit suivre le plus attentivement possible toutes les étapes du cycle de l'installation (choix du site, conception, construction, mise en service, exploitation et, s'il y a lieu, modification).

### **Critères d'acceptation**

217. Il faudrait que chaque État Membre de l'AIEA définisse sa propre approche des critères d'acceptation, en fonction de sa législation et de sa réglementation. On peut, dans certains cas, inclure des critères quantifiés et les objectifs de sûreté et, dans d'autres cas, se limiter aux moyens d'assurer le respect des dispositions légales ou des prescriptions convenues entre l'organisme exploitant et l'organisme de réglementation. Dans un cas comme dans l'autre, les critères d'acceptation doivent démontrer que les principes de sûreté de la conception et de l'exploitation, énoncés dans les normes de sûreté de l'AIEA, sont appliqués correctement. Ces principes portent notamment sur les objectifs de radioprotection énoncés aux paragraphes 202 et 203 des n<sup>os</sup> 35-S1 et 35-S2 de la collection Sécurité, lesquels renvoient aux

Normes fondamentales de radioprotection ainsi qu'aux recommandations de la Commission internationale de protection radiologique<sup>4</sup>.

218. Si l'organisme exploitant et l'organisme de réglementation élaborent tous deux des critères d'acceptation pour rendre compte de leurs démarches respectives, la série de critères d'acceptation sur lesquels ils se sont entendus doit convenir à l'organisme de réglementation.

219. Des critères d'acceptation devraient être énoncés à la fois pour les conditions de fonctionnement et les conditions accidentelles examinées pendant la phase de conception de l'installation. Ces critères varient d'un État Membre à l'autre; ils peuvent inclure les éléments énumérés ci-dessous.

- a) Critères radiologiques, comme:
  - Niveaux ALARA;
  - Limites (ou objectifs) de dose pour le personnel de l'installation, y compris les expérimentateurs, les travailleurs sur le site du réacteur et la population;
  - Limites de rejets dans l'environnement;
  - Critères de risque (le cas échéant).
- b) Critères de performance, notamment:
  - Limites d'endommagement des gaines de combustible;
  - Limites d'endommagement de l'enveloppe du circuit primaire;
  - Limites d'endommagement des systèmes de confinement;
  - Maintenance des systèmes de refroidissement du cœur;
  - Limites de fréquence pour certains incidents de fonctionnement prévus et pour certaines conditions accidentelles, y compris les limites de fréquence pour d'importants endommagements de gaines de combustible.

---

<sup>4</sup> Voir les Normes fondamentales de radioprotection, n° 9 de la collection Sécurité de l'AIEA, édition de 1982, et les *Recommandations 1990 de la Commission internationale de protection radiologique*, Publication 60, Pergamon Press (1993), pour les principes de radioprotection. Voir également les Principes fondamentaux de sûreté pour les centrales nucléaires, n° 75-INSAG-3 de la collection Sécurité de l'AIEA, pour l'objectif de sûreté technique. (Voir à la fin du présent guide une liste des publications de l'AIEA relatives à la sûreté des réacteurs de recherche.)

## INFORMATIONS À FOURNIR LORS DE LA PROCÉDURE D'AUTORISATION

220. L'organisme exploitant doit communiquer à l'organisme de réglementation toutes les informations pertinentes sur son approche de base en ce qui concerne la sûreté de l'installation. La forme sous laquelle ces informations sont demandées, préparées et soumises pour évaluation diffère d'un État Membre à l'autre. Toutefois, elles sont généralement incorporées dans le RS; elles sont présentées en détail dans l'appendice au présent guide de sûreté. Des orientations pour l'élaboration et la présentation du RS sont données au chapitre 3 et pour l'examen-évaluation au chapitre 4. Les paragraphes ci-après récapitulent les éléments d'information qui sont généralement requis pour chacune des étapes de la procédure d'autorisation. La demande d'informations étape par étape peut permettre une mise à jour successive, chaque version du rapport correspondant à une étape particulière de la procédure d'autorisation, comme indiqué au paragraphe 209.

221. La rédaction du RS devrait commencer le plus tôt possible de sorte que les concepteurs puissent tirer le plus grand parti de cette analyse et que l'organisme de réglementation puisse se familiariser avec la conception et la sûreté du réacteur. La somme d'informations communiquées dans le RS, à chaque étape, doit suffire pour que l'organisme exploitant et l'organisme de réglementation soient en mesure de se prononcer sur l'acceptabilité du réacteur à ce stade.

### **Calendrier pour la soumission des informations**

222. Il faudrait établir un calendrier indiquant les délais à respecter pour la production des différents chapitres du RS. Dès lors que l'approbation d'une étape est généralement requise pour passer à l'étape suivante, il importe que le RS soit soumis à l'examen-évaluation dans des délais fixés avec l'accord de l'organisme de réglementation. Une estimation de l'ampleur et de la portée des analyses devrait être transmise à l'évaluateur. Dans ce calendrier, des délais raisonnables devraient être impartis pour chaque phase d'évaluation, de sorte qu'une phase puisse être achevée avant le démarrage de la suivante (paragraphes 402 et 403).

### **Choix du site**

223. Bien que l'approbation du site ne soit pas une étape officielle de la procédure d'autorisation dans certains États Membres, il faut, à ce stade ou au moins avant de recevoir l'agrément pour procéder à la construction, que l'organisme exploitant communique suffisamment d'informations pour prouver à l'organisme de réglementation que le site choisi convient pour le type et le modèle de réacteur de recherche proposé. Il faut recenser les éventuels problèmes à résoudre lors des étapes

ultérieures de la procédure d'autorisation. Des renseignements concernant le site lui-même et des données préliminaires sur le réacteur et sur son interaction avec le site doivent être communiqués. En outre, il faut fournir une estimation préliminaire de l'impact radiologique potentiel pour le personnel affecté au site, la population locale et l'environnement.

### **Conception et construction**

224. Pour obtenir une autorisation de construction ou un agrément de mise en chantier, l'organisme exploitant doit soumettre un dossier justificatif montrant que l'installation est sûre de par sa conception et que les objectifs visés à la conception seront atteints à la construction. Ce dossier justificatif doit comporter un descriptif de la conception du réacteur et des systèmes de sûreté et de procédé connexes et doit présenter les résultats des analyses de la sûreté montrant que la conception des structures, des systèmes et des composants liés à la sûreté est adéquate. Il faudrait que ces données revêtent la forme d'un RS, qui peut être préliminaire et faire l'objet de mises à jour à mesure que le projet avance.

225. Il faudrait recenser les éléments qui doivent être présentés pour être évalués et approuvés par l'organisme de réglementation avant que la conception ne soit finalisée, de sorte que les activités se poursuivent sans problème pendant que le réacteur est en construction. Les informations devraient être mises à jour et soumises à l'organisme de réglementation à mesure que la conception détaillée et la construction du réacteur avancent. Dans certains cas, une révision des documents suffira; dans d'autres, des données techniques supplémentaires peuvent s'avérer nécessaires.

226. Le RS est le document le plus important présenté à ce stade pour être examiné et évalué par l'organisme de réglementation, lequel autorisera la poursuite des activités de conception détaillée et de construction.

227. À ce stade, il y aura une forte interaction entre l'organisme exploitant et l'organisme de réglementation, ce dernier inspectant les travaux de conception et de construction afin de confirmer que les buts visés dans le RS ont été atteints et que les systèmes de gestion, comme ceux du programme d'AQ, fonctionnent bien.

### **Mise en service**

228. Lorsque la construction en est à un stade suffisamment avancé, les informations figurant dans le RS doivent être mises à jour afin que l'organisme exploitant puisse obtenir les autorisations requises pour la mise en service. C'est sur la base des

informations mentionnées aux paragraphes 224–227, qui doivent être actualisées et soumises à l’organisme de réglementation, que sera donné l’accord pour démarrer les activités de mise en service.

229. Le RS actualisé et révisé doit comprendre le programme de mise en service et en montrer l’adéquation (voir collection Sécurité n° 35-S2, paragraphes 801–809). Il doit également contenir des renseignements exhaustifs sur le réacteur «tel que construit», les analyses des accidents postulés et la capacité des systèmes de sûreté de limiter les conséquences de ces accidents.

### **Exploitation**

230. L’organisme exploitant doit joindre à sa demande d’autorisation toutes les informations mentionnées dans les sections précédentes. Il doit présenter en outre des informations ayant trait précisément à l’exploitation du réacteur, comme exigé dans la publication n° 35-S2 de la collection Sécurité.

231. La version finale du RS doit être établie pour la phase d’exploitation. Les résultats du programme de mise en service doivent y être incorporés et évalués pour montrer que les objectifs fixés à la conception ont été atteints.

232. Il faudrait procéder de temps à autre à un examen des mesures de sûreté concernant l’exploitation de l’installation. Il faut pour cela comparer le RS existant et l’expérience d’exploitation, y compris les accidents, les informations radiologiques, les modifications, les expérimentations et d’autres aspects de l’exploitation. Si cela s’avère nécessaire à l’issue de l’examen susmentionné, l’organisme exploitant doit soumettre à l’organisme de réglementation une demande de modification de l’autorisation, en y joignant éventuellement une nouvelle version du RS.

### **Utilisation et modification**

233. L’organisme exploitant doit soumettre à l’organisme de réglementation, pour examen-évaluation, des informations relatives aux expérimentations ou aux modifications susceptibles d’influer sur la sûreté du réacteur. Les prescriptions spécifiques en matière de soumission d’informations dépendront de l’importance, du point de vue de la sûreté, des expérimentations et des modifications prévues. Elles figurent dans la publication n° 35-S2 de la collection Sécurité. La publication n° 35-G2 de la collection Sécurité contient des recommandations spécifiques sur l’élaboration de procédures de contrôle des expérimentations et des modifications.

234. Les expérimentations et les modifications qui ont une grande importance du point de vue de la sûreté doivent faire l'objet de procédures de conception, de construction, de mise en service et d'analyse de la sûreté similaires à celles appliquées au réacteur lui-même. En conséquence, l'organisme exploitant doit établir un rapport de sûreté *ad hoc* ou réviser les chapitres pertinents du RS existant pour le réacteur, puis les soumettre pour examen-évaluation à l'organisme de réglementation.

235. Il se peut que l'analyse de la sûreté d'une expérimentation ou d'une modification ayant une grande importance du point de vue de la sûreté doive être effectuée par étapes. Ces étapes pourraient être: 1) conception et acquisition; 2) démontage; 3) exécution de la modification; 4) remontage; 5) essais; 6) mise en service; 7) validation de la conception. Les aspects de sûreté doivent être analysés pour chaque phase du projet. Les informations soumises à l'organisme de réglementation peuvent être organisées en fonction des phases du projet.

236. L'organisme de réglementation doit examiner et évaluer les informations soumises par rapport aux critères d'acceptation arrêtés par l'organisme exploitant et l'organisme de réglementation pendant la phase de conception. On notera que le RS fixe des limites et conditions d'exploitation dont la sûreté a été démontrée; toute expérimentation ou modification doit rester dans ces limites. L'expérimentation ou l'installation modifiée doit faire l'objet d'essais de mise en service visant à démontrer la conformité aux objectifs de conception visés dans le RS. En outre, si des changements sont apportés au RS, il faut montrer que l'analyse originale reste valide.

## **Déclassement**

237. Le déclassement d'un réacteur de recherche doit être agréé par l'organisme de réglementation. Des prescriptions détaillées à cet égard figurent dans le n° 35-S2 de la collection Sécurité, paragraphes 1901–1905. Une documentation<sup>5</sup> doit être établie pour décrire le processus de déclassement et démontrer que les risques radiologiques résiduels, s'il y en a, seront minimes sur l'ancien site, que les déchets radioactifs produits seront gérés convenablement et que tous risques particuliers liés au déclassement ont été correctement analysés et évalués. Des indications

---

<sup>5</sup> Cette documentation est requise pour lancer le processus de déclassement de l'installation. Différentes informations sur le déclassement sont préalablement requises pour être incorporées dans le RS (paragraphes A.1901–A.1903 de l'appendice).

supplémentaires figurent dans les autres publications pertinentes de la collection Sécurité<sup>6</sup>.

238. À un moment quelconque dans la phase de déclassement (par exemple après le retrait de la totalité du combustible du site), le RS cesse d'être un document de travail majeur. Un rapport sur le déclassement doit être établi si l'organisme de réglementation l'exige.

### **3. ÉTABLISSEMENT DU RAPPORT DE SÛRETÉ**

#### **OBJET ET PORTÉE**

301. Le RS, qui doit être établi par l'organisme exploitant aux fins de la justification de la conception, doit servir de base pour l'exploitation sûre du réacteur de recherche. C'est un lien précieux entre l'organisme exploitant et l'organisme de réglementation, dès lors que c'est le principal document sur lequel se fonde la procédure d'autorisation du réacteur.

302. En outre, l'établissement d'un RS sert aux fins suivantes:

- a) Aider le concepteur à confirmer que les différents systèmes sont intégrés correctement, puisque la conception du réacteur et l'élaboration du RS sont des processus interactifs complémentaires;
- b) S'assurer que l'analyse de la sûreté a bien mis en évidence les questions de sûreté liées à la conception et que l'analyse de la sûreté et la conception sont cohérentes;
- c) Aider à évaluer les critères de conception pertinents, les limites et les contraintes de ces critères et les risques posés par l'installation;
- d) Aider les opérateurs à se former et à se familiariser avec l'installation;
- e) Veiller à l'établissement de limites et conditions d'exploitation pour certains paramètres à respecter à toutes les phases du cycle du réacteur, de manière à bien préserver les marges de sûreté du réacteur.

---

<sup>6</sup> Voir les publications de l'AIEA relatives au programme de normes de sûreté pour les déchets radioactifs (RADWASS).

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

304. Le RS doit indiquer un ensemble de limites et conditions d'exploitation à prendre en compte dans l'autorisation. Il doit aussi décrire en détail le déroulement des opérations prévues par l'organisme exploitant, y compris son organisation et le programme d'AQ instauré pour la conception et l'exploitation de l'installation. Enfin, il doit indiquer en détail le plan d'urgence prévu pour l'installation.

305. Les points évoqués aux paragraphes 303 et 304 ont été délibérément mis en avant, mais il faudrait que tous les éléments traités dans l'appendice au présent guide de sûreté soient dûment couverts par le RS. Ces informations devraient être préparées en suivant les recommandations de l'appendice. Certains éléments peuvent cependant être examinés dans des documents distincts (les limites et conditions d'exploitation, les procédures d'exploitation, la sécurité physique et la planification pour les situations d'urgence, par exemple). Dans ce cas, ils sont traités brièvement dans le RS, avec un renvoi au document pertinent. Ces considérations s'appliquent tout particulièrement dans le cas des RS pour les réacteurs existants.

## PRESCRIPTIONS SPÉCIFIQUES

306. Certains organismes de réglementation exigent que le RS soit examiné par un groupe indépendant de pairs. Dans ce cas, les résultats de l'examen peuvent être communiqués directement à l'organisme de réglementation. De plus, dans certains États Membres, la proposition de projet de réacteur de recherche peut faire l'objet d'un débat public. À cette fin, il se peut que l'organisme exploitant soit amené à élaborer une version non technique du RS qui puisse être comprise par le public.

307. Le RS doit indiquer les références pertinentes dont on peut avoir besoin pour l'examen-évaluation. Ces informations de référence devraient être à l'entière disposition de l'organisme de réglementation et ne pas faire l'objet d'une

classification ou de restrictions qui entraveraient la procédure d'examen-évaluation. Elles ne doivent pas nécessairement être jointes au RS, mais elles devraient être conservées par l'organisme exploitant ou les concepteurs et être communiquées sur demande.

308. Compte tenu du volume de documents requis pour étayer le RS, un système de contrôle de la documentation devrait être mis en place pour gérer l'indexation et contrôler la publication séparée des documents qui constituent ledit rapport. Ce système doit permettre de contrôler la mise à jour, la révision, la publication ou le retrait de rapports conformément à un programme d'AQ, de sorte que les informations soient constamment à jour.

309. Les informations que le RS doit contenir peuvent être plus ou moins détaillées en fonction du type du réacteur, de son site et de ses caractéristiques (conception, puissance, applications). Pour des scénarios d'accidents avec des réacteurs de forte puissance, on aura généralement besoin de plus de détails sur le site et sur les caractéristiques de sûreté en vue de protéger contre tout rejet important dans l'environnement.

310. Pour les petites installations à faibles risques (comme les assemblages critiques ou les réacteurs de faible puissance), ces prescriptions sont beaucoup moins strictes. Toutefois, comme le RS est souvent le seul document exhaustif produit, chacun des éléments traités dans l'appendice du présent guide devrait y être examiné. Bien que le degré de détail sur ces éléments soit limité, certains (par exemple, la protection du personnel d'exploitation contre une surexposition dans des installations dotées d'assemblages critiques) peuvent avoir une portée beaucoup plus grande pour de petites installations de faible puissance.

## ÉLABORATION DE L'ANALYSE DE LA SÛRETÉ

311. L'élaboration de l'analyse de la sûreté et la conception du réacteur sont des processus complémentaires qui devraient être conduits de manière interactive. L'analyse de la sûreté sert essentiellement à permettre à l'exploitant de comprendre le fondement sur lequel repose l'exploitation sûre du réacteur et de démontrer à l'organisme de réglementation la manière dont la conception de l'installation et les procédures d'exploitation connexes contribueront à la prévention des accidents et à l'atténuation de leurs conséquences. L'analyse de la sûreté doit comprendre des analyses de la réponse du réacteur à une série d'événements initiateurs postulés (tels que des perturbations de variables de procédés, des dysfonctionnements et des pannes d'équipements, des accidents postulés de faible probabilité ou des erreurs humaines).

L'analyse de la sûreté est également très utile pour fixer les limites et conditions d'exploitation et pour définir les spécifications de conception des composants et des systèmes du point de vue de la santé et de la sûreté.

312. Les prescriptions générales définies dans la publication n° 35-S1 de la collection Sécurité (paragraphe 509–517) doivent être prises en compte lors de l'élaboration de l'analyse de la sûreté. Les prescriptions spécifiques définies au chapitre A.16 (Analyse de la sûreté) de l'appendice au présent guide doivent également être prises en compte si l'on veut que les objectifs visés par l'analyse de la sûreté soient atteints.

313. L'analyse de la sûreté devrait déterminer l'accident de dimensionnement. En outre, des accidents hors dimensionnement peuvent être analysés aux fins de la planification pour les situations d'urgence et de la gestion des accidents.

314. Lors de la définition, aux fins de l'analyse d'une série d'événements initiateurs postulés, il faut prendre en compte la liste figurant dans l'appendice du n° 35-S1 de la collection Sécurité et reprise dans le tableau I. D'autres indications détaillées sur la méthodologie appliquée sont indiquées dans l'annexe I du présent guide. Cette annexe contient également des recommandations pour l'analyse des séquences d'événements déclenchés par les événements initiateurs postulés et des accidents de faible probabilité (événements externes et événements internes particuliers). Il faut notamment que les analyses déterminent clairement un certain nombre de paramètres d'entrée et de conditions initiales théoriques; ceux-ci doivent être indiqués dans le RS et constitueront la base de sélection des limites et conditions d'exploitation. Des exemples de ces paramètres figurent à l'annexe II du présent guide.

315. L'annexe I porte essentiellement sur les méthodes déterministes, habituellement employées pour les évaluations de la sûreté des réacteurs de recherche. Ces méthodes, caractérisées par une certaine prudence, reposent sur des ensembles précis de règles pour la sélection des événements, les techniques d'analyse, la spécification des paramètres et les critères d'acceptation. Du fait qu'elles tendent à surestimer le volume des rejets radioactifs, ces méthodes offrent des assurances raisonnables que l'objectif final — limiter les rejets de matières radioactives — peut être atteint sans avoir à effectuer de calculs complexes. Les rejets radioactifs les plus graves (provenant de l'accident de dimensionnement ou d'un «accident maximal prévisible») sont pris en compte dans le choix du site ou dans la définition des prescriptions relatives à la conception des dispositifs de sauvegarde du réacteur. Le choix de ces accidents repose sur l'expérience et sur l'appréciation technique mais ne permet pas de déterminer les probabilités des séquences d'événements.

## TABLEAU I : EXEMPLES D'ÉVÉNEMENTS INITIATEURS POSTULÉS

---

1. Perte des alimentations électriques
    - Perte de l'alimentation électrique normale<sup>a</sup>
  2. Apport d'un excédent de réactivité
    - Criticité durant la manutention et le chargement du combustible (erreur lors de l'insertion du combustible)
    - Accident au démarrage
    - Défaillance des barres de commande ou des prolongateurs
    - Défaillance des mécanismes ou des systèmes de commande
    - Défaillance d'autres dispositifs de commande de la réactivité (modérateur, réflecteur, etc.)
    - Positions non uniformes des barres
    - Rupture ou affaissement de composants structuraux
    - Apport d'eau froide
    - Modifications dans le modérateur (par exemple vides, apport de D<sub>2</sub>O dans des circuits de H<sub>2</sub>O, etc.)
    - Influence des expériences et des dispositifs expérimentaux (par exemple noyage ou vidange, effets de la température, insertion ou retrait de matières fissiles ou d'absorbants)
    - Réactivité insuffisante à l'arrêt
    - Éjections intempestives des barres de commande
    - Erreurs de maintenance des dispositifs qui influent sur la réactivité
  3. Perte de débit
    - Défaillance des pompes primaires
    - Réduction du débit du fluide primaire (par exemple défaillance de vannes, obstruction dans les tuyauteries ou l'échangeur de chaleur)
    - Influence d'une défaillance ou d'une mauvaise manipulation des expériences
    - Défaillance du système de refroidissement de secours
    - Rupture de l'enveloppe du circuit primaire (tuyauterie ou cuve) entraînant une perte de débit
    - Obstruction des canaux de combustible
    - Distribution incorrecte de la puissance due par exemple à des positions non uniformes des barres, à des expériences dans le cœur ou au chargement du combustible
    - Réduction du refroidissement due à un contournement du cœur
    - Anomalie de fonctionnement de la commande de la puissance du réacteur
    - Écart de pression dans les circuits par rapport aux limites normales
    - Perte de la source froide (par exemple défaillance de vannes ou de pompes, rupture de circuit)
-

TABLEAU I. (suite)

---

4. Perte de caloporteur
  - Rupture de l'enveloppe du fluide primaire
  - Endommagement de la piscine
  - Abaissement du niveau de la piscine par pompage
  - Défaillance des sorties de faisceaux ou d'autres traversées
5. Erreurs de manutention ou dysfonctionnement d'équipements ou de composants
  - Rupture de gaine
  - Endommagement mécanique du cœur ou du combustible (par exemple manutention du combustible, chute d'un château de transfert sur du combustible)
  - Criticité durant l'entreposage du combustible
  - Défaillance du système de confinement ou de ventilation
  - Perte de fluide de refroidissement du combustible lors du transfert ou de l'entreposage
  - Perte ou réduction du blindage
  - Défaillance d'appareils ou de matériaux expérimentaux (par exemple rupture d'une boucle)
  - Dépassement des puissances spécifiques
6. Événements internes particuliers
  - Incendies ou explosions internes
  - Inondation interne
  - Perte des systèmes auxiliaires
  - Incidents de sécurité
  - Anomalies de fonctionnement des expériences du réacteur
  - Accès dans des conditions irrégulières aux zones contrôlées
7. Événements externes
  - Séismes (y compris le faillement et les éboulements d'origine sismique)
  - Inondation (y compris les ruptures de barrages en amont et l'obstruction de cours d'eau)
  - Cyclones et projectiles entraînés par les cyclones
  - Ouragans, orages et foudre
  - Explosions
  - Chute d'aéronef
  - Incendie
  - Déversements toxiques
  - Accidents de transport
  - Effets d'installations adjacentes
8. Erreur humaine

---

<sup>a</sup> Bien qu'il ne s'agisse pas d'un événement initiateur, il est recommandé d'envisager le cas d'une perte de l'alimentation normale suivie d'une perte de l'alimentation de secours afin d'être certain que les conséquences en sont acceptables dans les situations d'urgence.

316. Les techniques probabilistes pourraient être employées pour compléter les évaluations susmentionnées. En analyse probabiliste, on suppose que tous les accidents sont possibles et que des défaillances simultanées peuvent se produire, même si les probabilités sont très faibles. Certains accidents ou combinaisons d'accidents peuvent avoir des conséquences moins graves que ceux qui sont étudiés par les méthodes déterministes mais ils peuvent, compte tenu de leur probabilité, représenter un risque réel et entraîner d'autres exigences en matière de conception. En outre, il est difficile avec l'approche déterministe de traiter efficacement les interdépendances systémiques (comme les défaillances de cause commune); les méthodes probabilistes en revanche permettent de les traiter de manière analytique et quantitative. L'application de ces techniques permet aussi de mieux comprendre le comportement et les interactions des systèmes, ainsi que le rôle des opérateurs dans des conditions d'accident. Ces techniques peuvent être indiquées pour certains cas précis, qui pourraient être examinés par l'organisme exploitant et l'organisme de réglementation. Des recommandations détaillées sur ces questions sont formulées dans les documents IAEA-TECDOC 400 et 517 (une liste de publications de l'AIEA figure à la fin du présent guide).

317. Les résultats de l'analyse de la sûreté de l'installation doivent être consignés dans le RS, en tenant compte des prescriptions visées au chapitre A.16 (Analyse de la sûreté) de l'appendice du présent guide. Le chapitre A.16 indique également comment comparer les résultats avec les critères d'acceptation en vue de déterminer l'acceptabilité du réacteur.

## **4. CONDUITE DE L'EXAMEN-ÉVALUATION**

### **OBJET ET PORTÉE**

401. L'examen-évaluation des informations communiquées par l'organisme exploitant pour étayer sa demande d'autorisation doit être effectué par l'organisme de réglementation afin de déterminer si l'installation proposée peut être implantée, construite, mise en service, exploitée, utilisée, modifiée et déclassée sans risque radiologique indu pour le personnel affecté au site, la population et l'environnement. Dans ce contexte général, l'examen-évaluation vise les objectifs spécifiques suivants:

- a) Déterminer si le site convient au type d'installation proposée, à sa puissance et à son utilisation;

- b) Déterminer, avant la construction, si la conception répond aux prescriptions de l'organisme de réglementation et imposer toute prescription ou condition supplémentaire que l'organisme de réglementation peut juger nécessaire;
- c) Déterminer si le demandeur a la capacité, la fiabilité, les ressources, la structure organisationnelle et le personnel compétent voulus pour satisfaire aux prescriptions réglementaires;
- d) Déterminer si la construction est toujours conforme aux prescriptions de l'organisme de réglementation;
- e) Déterminer si le programme de mise en service est adéquat et si ses résultats sont conformes aux objectifs de conception;
- f) Déterminer si les limites et conditions d'exploitation sont conformes aux prescriptions réglementaires et si un niveau de sûreté d'exploitation adéquat peut être assuré, compte tenu des dispositions prévues pour les conditions accidentelles;
- g) Déterminer si l'utilisation et les modifications de l'installation satisfont aux prescriptions de l'organisme de réglementation;
- h) Déterminer si le programme de déclassement satisfait aux prescriptions de l'organisme de réglementation.

#### PROGRAMME RELATIF À L'EXAMEN-ÉVALUATION

402. Le programme d'examen-évaluation, qui tiendra compte du calendrier des tâches présenté au paragraphe 222, devrait être établi conjointement par l'organisme de réglementation et l'organisme exploitant.

403. Le programme devrait fixer très tôt un calendrier pour la soumission des documents devant faire l'objet de l'examen-évaluation. Ce calendrier devrait correspondre aux différentes étapes de la procédure d'autorisation.

404. Avant d'autoriser la construction de l'installation, l'organisme de réglementation doit examiner et évaluer:

- a) La compétence de l'organisme exploitant et sa capacité de satisfaire aux prescriptions requises pour l'obtention de l'autorisation;
- b) Les caractéristiques du site, afin de confirmer son acceptabilité, et les données pertinentes utilisées pour la conception de l'installation proposée;
- c) La conception de base de l'installation proposée, afin de confirmer qu'elle peut satisfaire aux prescriptions de sûreté;
- d) Les programmes d'AQ de l'organisme exploitant et des vendeurs;

- e) Les caractéristiques de conception en matière de protection physique qui sont importantes pour la sûreté;
- f) Les informations nécessaires à la vérification de la conception.

405. Avant de donner l'autorisation de charger le combustible nucléaire ou de procéder à la première divergence, l'organisme de réglementation doit achever l'examen-évaluation du dossier de sûreté que l'organisme exploitant lui a présenté dans le RS et qui comprend les éléments suivants:

- a) Programme de mise en service;
- b) Conception du réacteur « tel que construit »;
- c) Limites et conditions d'exploitation pendant la mise en service;
- d) Dispositions relatives à la protection radiologique;
- e) Adéquation des instructions et procédures d'exploitation, notamment en cas d'urgence, et des règles administratives;
- f) Relevés et systèmes de rapports;
- g) Formation et qualification du personnel de la centrale, y compris les dotations en effectifs et l'aptitude au travail;
- h) Organisation et programme en matière d'AQ aux fins de l'exploitation;
- i) Plan d'urgence;
- j) Mesures de comptabilité des matières nucléaires et radioactives;
- k) Dispositions de protection physique importantes pour la sûreté;
- l) Essais périodiques, maintenance, inspection, contrôle des modifications et changements apportés aux spécifications et à la surveillance.

406. Avant d'autoriser l'exploitation courante d'une installation à pleine puissance, l'organisme de réglementation doit achever l'examen-évaluation de la demande d'autorisation présentée par l'organisme exploitant en tenant compte:

- Des résultats des essais de mise en service;
- De toute révision des limites et conditions d'exploitation;
- De toute révision de disposition.

407. Avant que les expérimentations ou les modifications proposées qui présentent une grande importance pour la sûreté ne soient entreprises, l'organisme de réglementation doit examiner et évaluer les informations soumises par l'organisme exploitant. Il s'agira généralement de suivre, pour cet examen-évaluation, la même procédure que pour celui de la conception d'origine (paragraphe 224–227).

## Appendice

### CONTENU DU RAPPORT DE SÛRETÉ

#### A.1. INTRODUCTION ET DESCRIPTION GÉNÉRALE DE L'INSTALLATION

A.101. Ce chapitre du RS doit comprendre une introduction et des informations générales sur le réacteur de recherche et les dispositifs associés afin de donner une bonne idée générale de l'installation.

##### **Description générale de l'installation**

A.102. Les principales caractéristiques de l'installation et du site doivent être résumées dans cette section. Il faudrait décrire la configuration générale et l'aménagement de l'installation, en commençant par le cœur et en continuant avec les systèmes secondaires et tertiaires, de manière à donner une idée de l'installation et de ses composants. Les éléments importants pour la sûreté d'exploitation doivent être clairement identifiés. Si l'installation a des caractéristiques inédites ou repose sur des approches originales de l'analyse de la sûreté, il convient de les indiquer.

##### **Historique**

A.103. Il faut faire l'historique de l'exploitation de l'installation, en indiquant, pour un réacteur existant, les principaux changements qui ont été apportés.

##### **Comparaison avec d'autres installations**

A.104. Toutes les similitudes avec d'autres installations doivent être passées en revue. Il faut établir une liste détaillée des similitudes de conception, des précédents concernant la sûreté et des études de cas se rapportant à d'autres installations qui seront mentionnées dans le RS.

##### **Identification des propriétaires ou des intervenants**

A.105. Le propriétaire de l'installation, l'architecte/l'ingénieur, les principaux maîtres d'œuvre et les consultants doivent être identifiés, et il faut indiquer s'ils ont déjà une expérience dans le domaine des installations de recherche nucléaire.

## **Caractéristiques de sûreté**

A.106. Dans cette section, il faut énoncer brièvement les principes fondamentaux de sûreté adoptés pour la conception, la construction et l'exploitation du réacteur, ainsi que les critères de sûreté nucléaire s'appliquant à l'acceptation. Il faut également indiquer les caractéristiques, les composants et les systèmes relatifs à la sûreté qui font partie de l'installation et qui feront l'objet d'une description technique plus détaillée dans l'analyse de la sûreté.

## **Programme d'expérimentation**

A.107. Cette section doit fournir une brève description du programme d'expérimentation qui sera appliqué dans l'installation et des dispositifs expérimentaux.

## **Liste des plans**

A.108. Cette section doit fournir une liste des plans de l'agencement de l'installation et de ses équipements.

## **Références**

A.109. Cette section doit fournir un tableau des références citées à l'appui du RS. Les informations peuvent comprendre, par exemple, des codes de calcul et des rapports établis par les fabricants de réacteurs et de combustible.

## **Informations techniques complémentaires requises**

A.110. Cette section doit énumérer les caractéristiques ou les composants de sûreté pour lesquels des informations techniques complémentaires (ne figurant pas dans le RS) sont nécessaires pour l'obtention d'une autorisation.

## **A.2. OBJECTIFS DE SÛRETÉ ET PRESCRIPTIONS RELATIVES À LA CONCEPTION TECHNIQUE**

A.201. Dans ce chapitre, le RS doit définir, présenter et analyser les objectifs de sûreté et les prescriptions relatives à la conception technique des structures, composants, équipements et systèmes importants pour la sûreté.

## Objectifs de sûreté et prescriptions générales relatives à la conception

A.202. Cette section doit présenter les objectifs de sûreté et les prescriptions générales qui président aux décisions concernant la conception du réacteur, compte tenu des prescriptions concernant l'exploitation normale, les incidents de fonctionnement prévus et les accidents pris en compte au stade de la conception. Les objectifs de sûreté et les prescriptions de conception relatives à l'atténuation des conséquences des accidents doivent aussi figurer dans cette section. Les autres mesures pouvant servir à atténuer les conditions accidentelles devraient être présentées dans les chapitres pertinents du RS.

A.203. Les objectifs généraux de sûreté doivent être énoncés. Ils devraient être suivis d'une brève présentation des objectifs fondamentaux de sûreté et des prescriptions générales qui ont de l'importance pour la conception. Les objectifs de sûreté, traités dans la section 2 du corps du texte du présent document, et les prescriptions générales relatives à la conception, traitées dans la section 5 du n° 35-S1 de la collection Sécurité, peuvent inclure les éléments suivants:

- a) Assurance de la qualité;
- b) Conception technique de haut niveau, prévoyant en particulier des marges de conception prudentes, des dispositifs de sauvegarde, des barrières contre le transfert de radionucléides et des dispositifs pour protéger ces barrières;
- c) Sûreté intrinsèque (reposant sur des principes physiques intrinsèques);
- d) Dispositifs de sûreté passifs (qui ne changent pas activement l'état du réacteur);
- e) Mesure dans laquelle sont incorporées des caractéristiques uniques ou inhabituelles qui peuvent influencer sur les conséquences des rejets ou le degré de probabilité qu'ils se produisent;
- f) Mesure dans laquelle la redondance, la diversité et l'indépendance sont appliquées dans la conception des dispositifs de sauvegarde;
- g) Dispositifs de conception sûre après défaillance;
- h) Application du principe de défense en profondeur à la conception;
- i) Prévention des accidents;
- j) Gestion des accidents;
- k) Pratiques d'ingénierie éprouvées et normes communément acceptées;
- l) Évaluation des facteurs humains et des défaillances induites;
- m) Radioprotection.

L'accent devrait être mis sur les principes retenus pour la conception et non sur la description du réacteur. Le chapitre 5 doit donner une brève description du réacteur.

## Prescriptions spécifiques relatives à la conception

A.204. Les prescriptions spécifiques relatives à la conception doivent être énoncées dans cette section. Elles sont examinées en détail dans la section 6 du n° 35-S1 de la collection Sécurité de l'AIEA et comprennent les éléments suivants:

- 1) Prescriptions relatives à l'AQ de la conception, en particulier les codes de bonne pratique utilisés en la matière;
- 2) Surveillance et contrôle des paramètres du réacteur et des systèmes dans leur plage de fonctionnement;
- 3) Prescriptions relatives à l'intégrité du cœur du réacteur;
- 4) Protection contre les flux instables et élimination des variations de puissance;
- 5) Critères s'appliquant à la mise en commun des structures, des systèmes et des composants importants pour la sûreté d'installations se trouvant sur le même site;
- 6) Prise en compte des facteurs humains et des principes ergonomiques afin de réduire les risques d'erreur humaine et d'atténuer le stress des opérateurs;
- 7) Prescriptions relatives à l'analyse de la conception à l'aide de techniques, de modèles ou de codes validés;
- 8) Critères de contrôle de la réactivité, notamment:
  - a) Redondance des contrôles;
  - b) Limites de la réactivité;
  - c) Plages d'arrêt;
  - d) Dispositions prévues au stade de la conception pour empêcher les erreurs lors du chargement du combustible ou en réduire le risque;
- 9) Critères de refroidissement du cœur, notamment:
  - a) Prescriptions concernant le refroidissement adéquat du cœur dans toutes les conditions de fonctionnement et toutes les conditions accidentelles;
  - b) Prescriptions concernant l'intégrité des systèmes de refroidissement et protection de l'enveloppe contre les fuites;
- 10) Limites de conception du combustible et critères de conception des matériaux, notamment:
  - a) Bases de conception du combustible du point de vue mécanique, chimique et thermique;
  - b) Marges de sûreté pour les paramètres de conception du combustible;
  - c) Méthodes permettant de parvenir à une marge de sûreté prudente pour les combustibles prototypes;
  - d) Vérification de l'intégrité du combustible;
  - e) Bases de conception mécanique, thermique et chimique des matériaux du réacteur importants pour la sûreté;

- 11) Critères de conception relatifs à l'utilisation du réacteur, notamment:
  - a) Radioprotection dans toutes les conditions de fonctionnement;
  - b) Maintien des marges de sûreté pour la conception du combustible;
  - c) Prescriptions relatives à la conception visant à ce que les points de consigne des systèmes de sûreté ne soient pas perturbés;
  - d) Vérification de l'interdépendance entre le réacteur et tout dispositif expérimental installé;
- 12) Critères de conception du système de sûreté et, si nécessaire:
  - a) Conception de systèmes pour la mise à l'arrêt, le refroidissement du combustible et le contrôle des rejets de radionucléides;
  - b) Exigences d'exploitation;
  - c) Prescriptions concernant la séparation des fonctions du système de sûreté et des fonctions de contrôle;
  - d) Prescriptions relatives au mode de conception sûre après défaillance;
- 13) Prescriptions relatives à la fiabilité, notamment:
  - a) Fiabilité des systèmes d'exploitation;
  - b) Objectifs de fiabilité pour les systèmes de sûreté;
  - c) Prescriptions concernant la redondance et exigences liées à la non-disponibilité des systèmes de sûreté;
  - d) Séparation aux fins de l'indépendance ou de la diversité;
  - e) Prescriptions relatives aux auxiliaires de sûreté;
- 14) Bases de conception pour l'homologation des équipements en fonction des agressions naturelles, des conditions environnementales, de la protection-incendie et des risques extérieurs;
- 15) Méthodes employées pour la protection contre les défaillances induites;
- 16) Moyens de surveillance et de maintenance des équipements liés à la sûreté;
- 17) Mesures de radioprotection au stade de la conception, notamment:
  - a) Réduction de l'exposition par des caractéristiques de conception;
  - b) Contrôle des rejets;
  - c) Contrôle des matières radioactives;
  - d) Prévention de la criticité fortuite;
  - e) Surveillance des zones d'entreposage du combustible et des déchets.

### **Classification des structures, composants et systèmes**

A.205. Si un plan a été établi pour classer les structures, les composants et les systèmes aux fins de l'analyse ou de la conception, par exemple du point de vue de la sûreté sismique, de l'AQ ou de la sûreté nucléaire, la base de classification et la liste des classes devraient être présentées dans cette section du RS.

## Événements externes

A.206. Cette section doit présenter les critères de conception pour la résistance des structures, systèmes et composants aux événements externes. Il peut s'agir notamment des éléments suivants:

- a) Charge due au vent et aux tornades;
- b) Niveau de l'eau (inondation);
- c) Protection contre des projectiles venus de l'intérieur ou de l'extérieur, y compris les avions;
- d) Risque sismique et analyse sismique;
- e) Incendies et explosions.

Des informations complémentaires sur les prescriptions relatives au choix du site figurent dans la section 4 du n° 35-S1 de la collection Sécurité.

## Codes et normes

A.207. Tous les codes et normes utilisés pour la conception des structures, systèmes et composants doivent être énumérés. Leur emploi doit être justifié, en particulier s'ils intéressent la sûreté nucléaire.

A.208. Si des codes et des normes différents sont employés pour différents aspects du même élément ou système, il faut montrer qu'ils sont compatibles. Les domaines sur lesquels les codes et les normes portent généralement sont les suivants:

- Conception mécanique, notamment analyse des contraintes et mécanique de rupture;
- Conception des structures;
- Conception antisismique;
- Choix des matériaux;
- Fabrication des équipements et composants;
- Inspection des systèmes, composants et structures fabriqués et montés;
- Conception thermohydraulique et neutronique;
- Conception électrique;
- Conception de systèmes de contrôle-commande;
- Blindage et protection radiologique;
- Protection-incendie;
- Inspection, essais et maintenance en rapport avec la conception;
- Conception et production du combustible .

A.209. Dans le cas d'éléments importants pour la sûreté pour lesquels il n'y a pas de code ou de normes appropriés bien établis, il faudrait appliquer une méthode fondée sur les codes ou les normes existants pour des équipements similaires. En l'absence de codes et de normes de ce genre, on peut utiliser les résultats d'expérimentation, d'essais ou d'analyses ou une combinaison des trois qu'il faut alors justifier.

### **Méthodes de conception technique**

A.210. Cette section devrait présenter les méthodes de conception et d'analyse de systèmes et composants, y compris les transitoires de référence, les programmes informatiques utilisés, l'analyse expérimentale des contraintes et les éventuels programmes d'essai et d'analyse dynamiques des systèmes et composants mécaniques. Il conviendrait d'accorder une attention particulière aux éléments importants pour la sûreté.

### **Conception de la protection contre les incendies d'origine interne**

A.211. Cette section devrait énoncer les prescriptions relatives à la conception de la protection contre les incendies survenant à l'intérieur de l'installation. Elle devrait traiter des caractéristiques passives comme l'isolement, la séparation, le choix des matériaux, l'agencement et l'implantation des bâtiments, l'emplacement des barrières de protection contre les incendies, ainsi que la configuration et la protection du système de sûreté (y compris la séparation des systèmes de sûreté redondants). Le système de protection-incendie est décrit au paragraphe A.1008.

### **Homologation des composants**

A.212. Cette section devrait présenter les bases de conception pour l'homologation des composants censés résister à des facteurs ambiants tels que la vibration, l'expansion thermique, les rayonnements, la corrosion, les effets dynamiques, les charges mécaniques et les fortes pressions, les températures élevées, l'humidité, l'eau, la vapeur, les produits chimiques, les basses températures et le vide. Elle devrait décrire les essais et analyses qui ont été (ou seront) effectués aux fins de l'homologation.

### **Conclusions**

A.213. Cette section doit conclure que l'installation est conçue de manière à satisfaire à l'objectif général et aux objectifs fondamentaux de sûreté et que les agressions externes, les codes, les normes et les méthodes de conception pertinents ont été pris

en compte pour la conception de l'installation, y compris l'homologation des composants.

### A.3. CARACTÉRISTIQUES DU SITE

A.301. Dans ce chapitre, le RS doit fournir des informations sur les caractéristiques géologiques, sismologiques, hydrologiques et météorologiques du site et de ses environs, et les mettre en rapport avec la situation actuelle et les prévisions concernant la répartition de la population, l'utilisation des terres, les activités menées sur le site et les contrôles en matière de planification. Il s'agit d'indiquer comment ces caractéristiques ont influencé la conception et les critères d'exploitation de l'installation et de montrer leur adéquation du point de vue de la sûreté. Des informations complémentaires sur le choix du site figurent dans la section 4 du n° 35-S1 de la collection Sécurité.

A.302. Les informations devraient être suffisamment détaillées pour corroborer l'analyse et les conclusions figurant au chapitre A.16 (Analyse de la sûreté) afin de montrer que le réacteur peut être exploité en toute sûreté sur le site proposé. Pour beaucoup de réacteurs de faible puissance, qui présentent des risques très limités, les informations à fournir dans ce chapitre peuvent être beaucoup moins détaillées.

A.303. Si un rapport d'évaluation du site a été établi séparément, il faudrait l'indiquer et en donner seulement un résumé dans ce chapitre.

#### **Description générale du site**

A.304. Il faut indiquer précisément l'emplacement du site de l'installation et joindre une carte de la région donnant les informations suivantes:

- a) Périmètre de l'installation;
- b) Emplacement et orientation des principaux bâtiments et équipements;
- c) Emplacement d'éventuelles structures industrielles, commerciales, institutionnelles, récréatives ou résidentielles;
- d) Autoroutes, routes, cours d'eau et voies de chemin de fer;
- e) Limites de la zone contrôlée par l'organisme exploitant;
- f) Lignes de démarcation utilisées pour la limitation des rejets d'effluents.

A.305. Cette section doit énoncer les droits formels du demandeur à l'égard de tout ce qui se trouve à l'intérieur de la zone contrôlée désignée, ainsi que toutes les activités n'ayant pas de rapport avec l'exploitation de l'installation qui seront autorisées dans la zone en question.

## **Effets externes**

A.306. Cette section doit décrire les phénomènes et les caractéristiques liés au site, d'origine naturelle et d'origine humaine, dont il faut tenir compte pour déterminer si le site convient pour l'implantation d'un réacteur.

A.307. Cette section doit décrire les méthodes adoptées pour déterminer les événements extérieurs qui serviront d'événements de référence pour les effets des phénomènes naturels et de l'activité humaine qu'il faut prendre en considération; des informations complémentaires sur les critères de conception de la protection contre ces effets devraient figurer au chapitre 2 (paragraphe A.206).

## **Géologie et sismologie**

A.308. Cette section doit décrire la géologie du site et de ses environs de manière assez détaillée pour permettre de déterminer les effets qui pourraient présenter un risque pour l'installation.

A.309. Dans cette section, il faut présenter les informations utilisées pour établir la base de conception sismique, comme la fréquence des tremblements de terre et les mouvements sismiques, ainsi que des informations permettant:

- d'évaluer le potentiel d'apparition de failles superficielles sur le site;
- de définir les conditions et les propriétés techniques du sol et/ou de la roche sur lesquels reposent les fondations du réacteur;
- d'évaluer le potentiel d'activité volcanique.

## **Météorologie**

A.310. Cette section doit fournir une description météorologique du site et de ses environs, notamment la vitesse et la direction des vents, la température de l'air, les précipitations, l'humidité, les paramètres concernant la stabilité atmosphérique et les inversions prolongées. Il faudrait indiquer les fréquences saisonnières et annuelles des phénomènes météorologiques, en particulier des cyclones, des tornades, des tourbillons, des orages, des éclairs, de la grêle, des pluies verglaçantes, de la neige, de la glace et des tempêtes de sable.

## **Hydrologie et océanographie**

A.311. Cette section doit décrire l'hydrologie superficielle et souterraine du site et de ses environs, notamment l'emplacement, la taille, le débit, l'utilisation et les autres

caractéristiques des cours d'eau. Il faudrait indiquer l'emplacement et les caractéristiques des structures ouvragées, en particulier des digues et des canaux de dérivation, et les éventuels dispositifs de maîtrise des crues.

A.312. Il faudrait décrire l'hydrologie des eaux souterraines aux alentours de l'installation, notamment les principales caractéristiques des aquifères et leur interaction avec les eaux de surface, et fournir des données sur l'utilisation de ces eaux dans la région.

A.313. Si le réacteur doit être construit près d'une côte, il faut fournir des informations océanographiques et hydrographiques, notamment une carte bathymétrique de la zone côtière face à l'emplacement du réacteur.

A.314. Les phénomènes naturels suivants doivent être pris en compte, s'il y a lieu, dans le RS:

- Inondations;
- Ondes de tempête, seiches et action de la houle, y compris les effets des fronts de glace;
- Phénomènes causés par les séismes, comme les tsunamis et les ruptures de digue.

### **Installations industrielles, militaires et de transport avoisinantes**

A.315. Cette section doit décrire toutes les installations industrielles, militaires et de transport existantes ou à l'état de projet, qui peuvent présenter un risque pour le réacteur, par exemple: usines de transformation ou usines chimiques importantes, raffineries, entrepôts, installations d'extraction, bases ou sites militaires, voies de communication (air, terre et eau) et installations correspondantes (voies de chemin de fer, docks, postes de mouillage, aéroports), oléoducs et gazoducs, activités et puits de forage, entrepôts souterrains. Il faut décrire les dégâts que ces installations pourraient entraîner sur le bâtiment du réacteur, par exemple l'écrasement d'aéronefs ou d'autres accidents de transport.

A.316. Il faudrait envisager les changements importants susceptibles de se produire dans l'utilisation des terres, notamment l'expansion d'installations ou d'activités existantes ou la construction d'installations à haut risque.

### **Impact radiologique**

A.317. Cette section doit décrire les aspects écologiques, en particulier biologiques, des transferts de matières radioactives, et leur incidence sur la population. Ces

informations peuvent être en grande partie superflues dans le cas des réacteurs de faible puissance qui présentent des risques peu élevés. Il suffirait alors de donner un bref résumé sous chaque rubrique. Si le RS ne comprend pas de section relative à l'impact radiologique, il faut le justifier.

A.318. Il faudrait fournir des renseignements qui, s'ajoutant aux informations détaillées sur les rejets radioactifs et le comportement/les transferts de radionucléides, qui sont présentées dans d'autres chapitres, permettront d'évaluer les doses individuelles et collectives ainsi que la contamination des chaînes biologiques et alimentaires. Ces renseignements devraient porter sur l'ensemble de la région susceptible d'être touchée, compte tenu des caractéristiques topographiques, hydrologiques et météorologiques.

### **Répartition de la population**

A.319. Cette section doit indiquer comment la population se répartit aux alentours de l'installation et dans la région, avec les variations saisonnières et journalières. Il faudrait en particulier recueillir des informations sur les répartitions actuelle et prévue de la population autour de l'installation et les tenir à jour pendant toute la durée de vie de cette dernière.

### **Environnement naturel, utilisation du sol et de l'eau**

A.320. Cette section doit fournir un résumé des caractéristiques écologiques de la région et de la manière dont la terre et l'eau sont utilisées, notamment:

- a) Terres et masses d'eau faisant vivre la faune sauvage;
- b) Terres exploitées à des fins agricoles;
- c) Terres consacrées à l'élevage et la production laitière;
- d) Terres utilisées à des fins commerciales, résidentielles et récréatives;
- e) Masses d'eau utilisées à des fins commerciales ou pour la pêche sportive;
- f) Masses d'eau utilisées à des fins commerciales ou récréatives;
- g) Voies directes et indirectes de contamination radioactive de la chaîne alimentaire.

### **Niveaux radiologiques de référence**

A.321. Cette section doit donner des indications sur la radioactivité due aux substances naturelles et artificielles présentes dans l'air, l'eau et le sol (y compris les couches souterraines), ainsi que dans la flore et la faune. Si une installation nucléaire a existé sur le site, il faut décrire brièvement les éventuels incidents à l'origine d'une activité résiduelle.

## **Dispersion de matières radioactives dans l'atmosphère**

A.322. Cette section doit décrire les modèles utilisés pour évaluer la dispersion dans l'atmosphère de matières radioactives rejetées dans les conditions de fonctionnement et les conditions accidentelles du réacteur, conformément aux politiques de l'organisme exploitant et de l'organisme de réglementation. Il faudrait indiquer si les estimations relatives à la dispersion reposent sur des données météorologiques représentatives ou sur des hypothèses prudentes, basées sur les conditions météorologiques les plus défavorables. Les modèles devraient comprendre les caractéristiques topographiques inhabituelles du site et de la région, ainsi que les caractéristiques de l'installation susceptibles d'avoir une incidence sur la dispersion atmosphérique. Il faudrait examiner leur exactitude et leur validité, en particulier le degré d'adéquation des paramètres d'entrée, la configuration des sources et la topographie.

A.323. Cette section devrait donner les résultats des calculs relatifs aux paramètres de diffusion atmosphérique aux limites du site et dans des emplacements hors site, ou renvoyer aux taux de concentration des radionucléides dans l'atmosphère et aux calculs de doses qui figurent aux chapitres A.12 (Sûreté radiologique pendant l'exploitation) et A.16 (Analyse de la sûreté).

## **Dispersion des matières radioactives par les eaux superficielles et souterraines**

A.324. Cette section doit indiquer les emplacements près de l'installation où des radionucléides pourraient être rejetés et passer dans les eaux superficielles ou souterraines. Il faudrait présenter les résultats des études hydrologiques ou hydrogéologiques menées afin de déterminer, si nécessaire, les caractéristiques de dilution et de dispersion des masses d'eau.

A.325. Il faut décrire les modèles qui permettent d'évaluer les incidences éventuelles de la contamination des eaux superficielles et souterraines sur la population. Il faudrait fournir, s'il y a lieu, les résultats des calculs de doses hors site ou renvoyer aux chapitres A.12 (Sûreté radiologique pendant l'exploitation) et A.16 (Analyse de la sûreté) où ces calculs sont présentés.

## **Mesures d'atténuation**

A.326. Cette section devrait examiner les résultats des études menées pour déterminer la nécessité et la portée de mesures d'atténuation (telles que la gestion des accidents ou les mesures d'urgence) qui peuvent être requises en cas d'accident dans l'installation, conformément aux politiques de l'organisme de réglementation. Il faudrait renvoyer, s'il y a lieu, aux chapitres A.16 (Analyse de la sûreté) et A.20

(Planification et préparation pour les situations d'urgence) à l'appui de cette évaluation.

A.327. Les points suivants devraient être examinés:

- Répartition de la population et changements prévus à cet égard dans la région autour de l'installation;
- Utilisation des terres et de l'eau de la région: situation actuelle et prévisions;
- Termes sources radioactifs potentiels et doses à la population du fait des rayonnements directs et des voies de transfert atmosphérique/aqueux;
- Potentiel de contamination de la chaîne alimentaire;
- Doses potentielles au personnel affecté au site;
- Nécessité de contrôler les activités autres que celles liées à l'exploitation de l'installation dans la zone contrôlée ou d'évacuer des personnes participant à ces activités;
- Capacité des autorités compétentes d'appliquer des mesures d'urgence si nécessaire;
- Faisabilité des plans d'intervention (si nécessaire) compte tenu de la répartition de la population, des limites administratives nationales et des frontières, des groupes spéciaux (hôpitaux par exemple), des caractéristiques géographiques particulières (îles par exemple) et des moyens de communication et de transport.

## **Conclusion**

A.328. Cette section doit formuler une conclusion concernant l'acceptabilité du site pour le réacteur de recherche envisagé. Si une analyse plus poussée est requise pour étayer cette conclusion, il faut définir les caractéristiques du site et il faudrait renvoyer aux sections pertinentes du RS. Il faudrait indiquer que le risque radiologique encouru par la population dans des conditions accidentelles, y compris celles qui pourraient exiger le recours à des mesures d'atténuation, est d'un niveau suffisamment bas pour être acceptable et conforme aux prescriptions nationales.

## **A.4. BÂTIMENTS ET STRUCTURES**

### **Bâtiment du réacteur**

A.401. Cette section doit contenir une description du bâtiment du réacteur et des structures internes (par exemple, la piscine et les équipements internes du réacteur,

les structures de support, les ponts roulants, le système de ventilation), en faisant ressortir les caractéristiques du bâtiment qui contribuent à maintenir des niveaux de rayonnements acceptables sur le site et en dehors, dans toutes les conditions de fonctionnement. Des informations sur les prescriptions concernant le bâtiment du réacteur figurent dans la section 6 du n° 35-S1 de la collection Sécurité.

A.402. La description doit donner des précisions sur la base de conception du bâtiment et des structures internes du réacteur, mais aussi des traversées du bâtiment (sas, portes, etc.) du point de vue de leur résistance aux événements internes et externes (voir les paragraphes A.211 et A.307).

A.403. Il faut décrire la conception et le fonctionnement des systèmes de ventilation, y compris les prescriptions relatives au confinement. Il faut distinguer, s'il y a lieu, le système utilisé en fonctionnement normal et celui qui sert en cas d'urgence. Il faut donner des précisions sur le rendement des filtres à air et des dispositifs de rétention de l'iode.

A.404. Il faut décrire la conception et le fonctionnement des sous-systèmes du bâtiment du réacteur, tel le système de contrôle des rejets de produits de fission.

A.405. Il faut décrire la conception et le fonctionnement des ponts roulants et autres engins de levage.

A.406. Des schémas doivent être fournis à l'appui des descriptions requises aux paragraphes A.401–A.405, notamment des schémas fonctionnels et d'instrumentation.

A.407. Il faut décrire les limites acceptables ainsi que les prescriptions relatives aux essais et aux inspections des sous-systèmes, en particulier celles qui assurent le respect des règles en matière d'étanchéité/de débit de fuite.

### **Structures auxiliaires**

A.408. Cette section doit contenir une description des bâtiments et des structures auxiliaires qui ont de l'importance pour la sûreté du réacteur.

## **A.5. RÉACTEUR**

A.501. Dans ce chapitre, le RS doit fournir toutes les informations nécessaires pour prouver que les fonctions de sûreté peuvent être remplies. Ces fonctions sont les suivantes:

- Mise à l'arrêt du réacteur et son maintien en arrêt sûr dans toutes les conditions de fonctionnement ou les conditions accidentelles;
- Évacuation de la chaleur du cœur après la mise à l'arrêt, y compris dans des conditions accidentelles;
- Confinement des matières radioactives afin de réduire les rejets dans l'environnement à un minimum.

A.502. Cette section doit donner des informations pour les conditions de fonctionnement, y compris les éléments de l'analyse de la sûreté qui s'y rapportent. Les conséquences des défaillances et des accidents sont traitées au chapitre A.16 (Analyse de la sûreté).

### **Descriptif**

A.503. Le chapitre doit commencer par un résumé des caractéristiques fonctionnelles, techniques et opérationnelles du réacteur. Des plans, des schémas fonctionnels et des graphiques devraient être joints pour illustrer et étayer les informations fournies. L'annexe III énumère les éléments qui devraient être inclus dans le descriptif. Celui-ci doit indiquer les fonctions de sûreté interdépendantes des principaux composants du réacteur.

### **Éléments combustibles**

A.504. Les informations de base sur la conception et les propriétés du combustible doivent porter sur:

- a) La matière combustible, son degré d'enrichissement, sa composition et son état métallurgique (oxyde, alliage, etc.);
- b) Les matériaux (type, composition, etc.) de toutes les autres parties du combustible, comme les gaines, les espaceurs, les raccords et les poisons consommables;
- c) La géométrie du combustible, ses dimensions et la tolérance prévue, etc. (joindre des plans);
- d) Les propriétés des matériaux requises pour les analyses indiquées aux paragraphes 505–508;
- e) Les températures maximales auxquelles les éléments combustibles peuvent être soumis sans être déformés (par formation de soufflures ou affaiblissement mécanique);
- f) L'instrumentation des éléments combustibles, le cas échéant.

A.505. Il faut montrer au moyen d'une analyse que les éléments combustibles peuvent résister aux conditions thermiques auxquelles ils sont soumis pendant toute

la durée de leur cycle d'exploitation normal. Le cycle de vie devrait comprendre non seulement les applications nucléaires dans le cœur du réacteur, mais aussi les périodes d'entreposage, de manutention et de transport.

A.506. Il faut montrer au moyen d'une analyse que les éléments combustibles peuvent résister aux forces mécaniques auxquelles ils sont soumis (forces hydrauliques, effets de l'expansion thermique différentielle, etc.) sans que leur intégrité mécanique soit atteinte ou qu'ils soient indûment déformés. Il faudrait quantifier les effets escomptés.

A.507. Il faut montrer au moyen d'une analyse que le gainage des éléments combustibles peut résister au milieu chimique auquel il est soumis pendant l'utilisation et l'entreposage, compte tenu des effets de la température et de l'irradiation.

A.508. Il faut montrer au moyen d'une analyse que les conditions et les limites d'irradiation prévues (densité de fission, taux total de fission en fin de vie, etc.) sont acceptables et n'entraînent pas de déformation ou de gonflement excessif des composants pouvant contenir des matières fissiles. La limite supérieure escomptée d'une éventuelle déformation (mesurée par la largeur minimale des canaux de refroidissement) doit être indiquée aux fins de l'analyse de la sûreté thermique.

A.509. Ces analyses et ces informations, qui devraient être étayées par un compte rendu des mesures expérimentales et de l'expérience en matière d'irradiation, doivent porter sur l'ensemble du cycle du combustible (entreposage, transport, etc.).

### **Système de contrôle de la réactivité**

A.510. Il faut fournir des informations montrant que les mécanismes de contrôle de la réactivité et leur système de commande peuvent remplir les fonctions de sûreté pour lesquelles ils ont été conçus dans toutes les conditions de fonctionnement prévisibles. Seules doivent être examinées les fonctions de sûreté techniques (comme la capacité d'apport de réactivité). Les questions concernant la réactivité doivent être traitées aux paragraphes A.513 et A.514 de la section relative à la conception nucléaire; la question de l'incorporation des systèmes de protection et de réglage de la puissance dans l'instrumentation est traitée au chapitre A.8 (Contrôle-commande).

A.511. Il faut fournir des informations de base sur la conception des mécanismes de contrôle de la réactivité et des systèmes de commande, notamment sur les matériaux, la redondance et la diversité, les caractéristiques de performance attendues (comme la variation de puissance et le temps d'insertion), les caractéristiques de sûreté après défaillance, etc.

A.512. Il faut montrer au moyen d'une analyse que le système de contrôle de la réactivité fonctionnera correctement dans toutes les conditions de fonctionnement du réacteur et qu'il conservera sa capacité de mise à l'arrêt dans toutes les conditions accidentelles prévisibles, y compris en cas de défaillance du système de contrôle lui-même.

### **Conception nucléaire**

A.513. Il faut montrer au moyen d'une analyse que les conditions nucléaires dans le cœur du réacteur sont acceptables pendant tout le cycle prévu du cœur. Cette analyse doit porter sur l'état normal du réacteur et sur ses caractéristiques dynamiques, nucléaires et thermiques.

A.514. Les informations de base sur la conception nucléaire doivent comprendre les éléments suivants:

- a) Configuration et composition du cœur, comme le type d'éléments combustibles et le mode de chargement prévu, les éléments de contrôle et les autres composants qui ont une incidence sur les propriétés nucléaires du cœur. Étant donné que la configuration des cœurs de réacteurs de recherche varie selon les applications et les exigences expérimentales, l'analyse peut procéder à partir de la configuration d'un cœur standard ayant des caractéristiques qui sont en deçà de celles de toutes les autres configurations. Ces informations doivent être complétées par une explication de la stratégie prévue pour le remplacement du combustible et étayées par des diagrammes;
- b) Distribution radiale et axiale des flux neutroniques dans le cœur pour ce qui est de l'énergie des neutrons thermiques et des neutrons rapides;
- c) Caractéristiques de base de la réactivité du cœur, telles que les facteurs de multiplication infinis et effectifs, l'efficacité escomptée et la position des éléments de contrôle pendant la vie du cœur, la capacité minimale de mise à l'arrêt, les propriétés de réaction du cœur à la température, au taux de vide, etc., et les valeurs de réactivité de certains composants du cœur (éléments combustibles, dispositifs d'irradiation, etc.).

A.515. Ces informations de base doivent être complétées par des indications sur les méthodes et les codes de calcul, une vérification expérimentale des données d'entrée de base, ou d'autres informations pouvant étayer la validité des propriétés nucléaires, lesquelles sont décrites en détail dans la présente section.

A.516. Il faut montrer au moyen d'une analyse que l'efficacité, la rapidité d'action et la marge d'arrêt du système d'arrêt du réacteur sont acceptables et qu'une

défaillance unique dudit système ne l'empêchera pas d'accomplir ses fonctions de sûreté en cas de besoin. Une marge d'arrêt suffisante doit être prévue afin que le réacteur puisse être ramené et maintenu à un état sous-critique dans toutes les conditions de fonctionnement et toutes les conditions accidentelles.

### **Conception thermique et hydraulique**

A.517. Il faut fournir des informations montrant que, dans les conditions de fonctionnement, on disposera d'une capacité de refroidissement suffisante pour maintenir le combustible du réacteur dans des conditions thermiques sûres et d'une marge de sûreté thermique adéquate pour empêcher la détérioration du combustible dans des conditions accidentelles, ou la réduire à un minimum.

A.518. Les informations de base sur la conception thermique et hydraulique du cœur doivent comprendre les éléments suivants:

- a) Toutes les caractéristiques hydrauliques liées à la sûreté de chacun des composants et de la totalité du cœur (comme les vitesses d'écoulement moyenne et ponctuelle et la pression du liquide de refroidissement, le cas échéant) dans des conditions de fonctionnement correspondant au refroidissement par convection forcée et naturelle;
- b) La distribution de la puissance dans l'ensemble des composants du cœur pouvant contenir des matières fissiles, laquelle découle des caractéristiques de conception nucléaire indiquées à l'alinéa A.514 b).

A.519. Il faut compléter ces informations en renvoyant aux analyses, aux mesures expérimentales, aux spécifications de fabrication, etc., dont elles résultent, ce qui fournira une évaluation quantitative des incertitudes associées à chacun des paramètres de sûreté qui ont été quantifiés.

A.520. Il faut montrer au moyen d'une analyse que la charge thermique maximale à laquelle tout élément combustible du réacteur est soumis dans toutes les conditions de fonctionnement ne dépasse pas la capacité disponible de refroidissement par convection, qu'elle soit forcée ou naturelle. Les critères limitatifs à utiliser pour cette analyse peuvent être liés à l'ébullition nucléée, à l'instabilité des flux, à la formation de vortex à l'entrée, à l'échauffement critique, etc. (suivant le type et les conditions d'exploitation du réacteur), et ils devraient être définis et dimensionnés les uns par rapport aux autres.

A.521. L'analyse permettra de déterminer une marge de sûreté thermique pour le cœur, à la fois dans des conditions correspondant aux «meilleures estimations» (sur la base des conditions thermohydrauliques nominales) et dans des conditions plus

«pessimistes» (tenant compte des valeurs liées aux incertitudes mentionnées au paragraphe A.519).

A.522. L'évaluation doit tenir compte des changements pouvant intervenir dans les paramètres du combustible intéressant la sûreté à cause de la déformation mécanique, du gonflement induit par irradiation, etc., comme indiqué aux paragraphes A.506 et A.508.

### **Matériaux du réacteur**

A.523. Il faut fournir des informations montrant que tous les matériaux qui ont été choisis pour construire les composants et structures liés à la sûreté peuvent résister aux milieux nucléaire et chimique auxquels ils sont soumis, sans que leurs fonctions de sûreté ne se détériorent de manière inacceptable. Il faut inclure des données relatives aux effets du vieillissement dus à la détérioration des propriétés ainsi qu'aux dommages causés par l'irradiation.

A.524. Les constituants suivants devraient être recensés:

- a) La structure de support et de maintien du cœur;
- b) Les équipements internes du réacteur qui sont importants pour la sûreté, tels que les tubes guides des grappes de contrôle;
- c) La cuve du réacteur et les composants associés qui forment la barrière de confinement du circuit primaire de refroidissement;
- d) Les structures de support de la cuve de réacteur, l'instrumentation de sûreté, les installations d'irradiation, les tubes à faisceaux, etc.

Ces informations peuvent être fournies sous forme de liste de tous les matériaux pertinents, avec leurs spécifications en matière de sûreté et des estimations prudentes quant aux propriétés essentielles des matériaux à la fin de leur durée de vie.

A.525. Ces informations doivent être validées par référence à des mesures expérimentales et à l'expérience. Si elles ne peuvent l'être, il faut présenter un programme de surveillance des matériaux (essais et inspections périodiques) à appliquer pour vérifier les propriétés essentielles des matériaux.

## **A.6. SYSTÈMES DE REFROIDISSEMENT DU RÉACTEUR ET SYSTÈMES AUXILIAIRES**

A.601. Dans ce chapitre, le RS doit décrire les systèmes de refroidissement qui assurent le transfert de la chaleur du réacteur vers la source froide ultime. La des-

cription doit inclure les principales caractéristiques de conception et de performance. Des schémas fonctionnels et un plan en élévation de ces systèmes doivent être fournis à l'appui de la description.

### **Système de refroidissement primaire**

A.602. Il faut donner une description détaillée de la conception et du fonctionnement du système de refroidissement primaire. Les caractéristiques de conception et de performance des principaux composants (pompes, vannes, échangeurs de chaleur, tuyauteries) devraient figurer dans un tableau. Il faudrait joindre un schéma fonctionnel et d'instrumentation, ainsi que des plans des principaux composants. Il faut préciser la nature des matériaux qui entrent dans la fabrication des composants ainsi que les effets de l'irradiation sur ces matériaux. Il faut décrire la cuve primaire et les facteurs résultant des conditions de service, comme la corrosion, la fatigue et les variations de la contrainte thermique.

A.603. Il faut décrire les méthodes de détection des fuites et les mesures qui permettent de réduire les pertes de fluide de refroidissement primaire à un minimum. Il faut examiner les conséquences possibles de la perte de ce fluide.

A.604. Il faut présenter les données relatives à la chimie du fluide de refroidissement primaire, notamment les effets de l'irradiation.

### **Système de refroidissement secondaire (source froide ultime)**

A.605. Il faut donner une description détaillée de la conception et du fonctionnement du système de refroidissement secondaire. Les caractéristiques de conception et de performance des principaux composants (pompes, vannes, échangeurs de chaleur, tours de refroidissement, tuyauteries) doivent figurer dans un tableau. Il faut joindre un schéma fonctionnel et d'instrumentation, ainsi que des plans des principaux composants. Il faut préciser la nature des matériaux qui entrent dans la fabrication des composants ainsi que les mesures anticorrosion.

A.606. S'il existe un système fermé de refroidissement intermédiaire entre les systèmes primaire et secondaire, celui-ci doit aussi être décrit.

### **Modérateur**

A.607. Il faut fournir une description détaillée du modérateur. Les calculs concernant la chaleur produite dans le modérateur doivent être consignés. Les caractéristiques de conception et de performance des principaux composants du

système de refroidissement du modérateur devraient figurer dans un tableau. Il faudrait joindre un schéma fonctionnel et d'instrumentation du système, ainsi que des plans des principaux composants. Il faudrait préciser la nature des matériaux qui entrent dans la fabrication des composants et examiner les effets de l'irradiation et de la corrosion. Le vieillissement des matériaux devrait aussi être examiné.

### **Système de refroidissement de secours du cœur**

A.608. Il faut donner une description détaillée de la conception et du fonctionnement du système de refroidissement de secours du cœur. Il faudrait indiquer les accidents auxquels le système doit faire face et montrer au moyen d'analyses que le système satisfait aux exigences. Les caractéristiques de conception et de performance des principaux composants devraient figurer dans un tableau. Il faudrait joindre un schéma fonctionnel et d'instrumentation, ainsi que des plans des principaux composants. Il faudrait préciser la nature des matériaux qui entrent dans la fabrication des composants et examiner les effets de l'irradiation, le cas échéant, ainsi que les éventuels effets du milieu. Il faut décrire les procédures d'inspection et d'essai du système de refroidissement de secours du cœur.

### **Système de refroidissement à l'arrêt**

A.609. Il faut donner une description détaillée de la conception et du fonctionnement du système de refroidissement à l'arrêt, y compris de la source froide ultime. Les caractéristiques de conception et de performance des principaux composants devraient figurer dans un tableau. Il faudrait joindre un schéma fonctionnel et d'instrumentation, ainsi que des plans des principaux composants. Il faudrait préciser la nature des matériaux qui entrent dans la fabrication des composants, et examiner les effets de l'irradiation, le cas échéant, et ceux de la corrosion, ainsi que les conditions environnementales défavorables pour la source froide ultime.

### **Système de purification du circuit primaire**

A.610. Il faut donner une description détaillée de la conception et du fonctionnement du système de purification du circuit primaire, notamment des procédures d'utilisation des résines échangeuses d'ions et des écrans utilisés pour protéger les personnes pendant cette opération. On peut le faire dans cette section ou renvoyer au chapitre A.10 (Systèmes auxiliaires).

A.611. Les caractéristiques de conception et de performance des principaux composants (pompes, vannes, filtres, résines, tuyauteries) devraient figurer dans un

tableau. Il faudrait joindre un schéma fonctionnel et d'instrumentation, ainsi que des plans des principaux composants. Il faudrait préciser la nature des matériaux qui entrent dans la fabrication des composants et décrire les moyens utilisés pour surveiller la performance et pour renouveler la capacité du système de purifier le fluide de refroidissement.

### **Système d'appoint du circuit primaire**

A.612. On peut décrire ici la conception et le fonctionnement du système d'appoint du circuit primaire ou renvoyer au chapitre A.10 (Systèmes auxiliaires). Il faudrait fournir les données relatives à la chimie du fluide de refroidissement en donnant des précisions sur les nouveaux procédés de traitement, de dégazage et de déminéralisation de l'eau. Il faudrait examiner les moyens de contrôler la chimie de l'eau d'appoint et la manière dont on s'assure, lors de la conception, que le fluide de refroidissement primaire ne pénètre pas dans le système d'eau potable.

## **A.7. DISPOSITIFS DE SAUVEGARDE**

A.701. Dans ce chapitre, le RS doit recenser et présenter brièvement les types, l'emplacement et les fonctions des dispositifs de sauvegarde prévus dans l'installation. Il s'agit par exemple du circuit de refroidissement de secours du cœur et de l'enceinte de confinement. Les exigences auxquelles ces systèmes et d'autres dispositifs doivent satisfaire sont traitées aux paragraphes 635–645 du n° 35-S1 de la collection Sécurité.

A.702. La base de conception et les différents modes de fonctionnement des dispositifs de sauvegarde devraient être examinés en détail. Il faudrait décrire les accidents auxquels ces systèmes doivent faire face et montrer au moyen d'analyses que ces derniers satisfont aux exigences. Il faut décrire les sous-systèmes indispensables au bon fonctionnement des dispositifs de sauvegarde (par exemple celui qui assure l'alimentation électrique secourue du système de refroidissement de secours du cœur). Le degré d'automatisation des dispositifs de sauvegarde et les conditions dans lesquelles la reprise manuelle est assurée devraient être clairement indiqués.

A.703. Il faut fournir des informations sur les éléments suivants:

- a) Fiabilité des composants, interdépendance des systèmes, redondance, diversité des caractéristiques de sûreté après défaillance et séparation physique des systèmes redondants;

- b) Preuves que les matériaux utilisés résisteront aux conditions accidentelles postulées (intensité des rayonnement, décomposition radiolytique, etc.);
- c) Dispositions concernant les essais, les inspections et la surveillance (y compris dans des conditions accidentelles simulées) visant à assurer que les dispositifs seront fiables et efficaces en cas de besoin.

A.704. Il faut renvoyer aux chapitres pertinents du RS ou à d'autres documents dans lesquels les dispositifs de sauvegarde sont décrits plus en détail.

## A.8. CONTRÔLE-COMMANDE

A.801. Dans ce chapitre, le RS doit fournir des informations sur les systèmes de contrôle-commande de tous les systèmes de sûreté et de tous les éléments et systèmes liés à la sûreté. Ces informations doivent mettre l'accent sur les instruments et les équipements connexes qui ont une incidence sur la sûreté du réacteur. Les exigences auxquelles les systèmes de contrôle-commande doivent satisfaire sont traitées aux paragraphes 646–651 du n° 35-S1 de la collection Sécurité.

A.802. Il faut énumérer tous les systèmes de contrôle-commande et tous les systèmes d'appui (en particulier les systèmes de sûreté et liés à la sûreté), y compris les instruments servant à l'alarme, à la communication et à l'affichage, et inclure des considérations sur les erreurs d'instrumentation. Il faut aussi fournir des schémas adéquats.

A.803. Des informations sur les dispositions prises pour tester le système de contrôle-commande doivent aussi figurer dans cette section.

### **Système de protection du réacteur**

A.804. Les exigences auxquelles le système de protection du réacteur doit satisfaire sont traitées aux paragraphes 626–634 du n° 35-S1 de la collection Sécurité. Il faut donner une description détaillée de ce système et de tous ses composants. Il faut montrer, à l'aide d'un schéma, comment les paramètres qui régissent le déclenchement d'actions protectrices découlent des variables liées à la surveillance des procédés, comme le flux neutronique, la température et le débit, et comment ces paramètres sont combinés logiquement.

A.805. Il faut décrire la capacité du système de protection du réacteur de mettre celui-ci à l'arrêt dans de bonnes conditions de sûreté (redondance, par exemple) et de le placer dans un état sûr. Il faudrait aussi analyser la fiabilité du système de protection.

A.806. Pour les systèmes de protection numériques, il faut inclure la vérification et la validation des logiciels.

A.807. Il faut décrire les moyens de détecter les défaillances du système de protection du réacteur.

A.808. Cette section doit décrire les méthodes utilisées pour empêcher que des conditions environnementales défavorables (température, humidité, haute tension, champs électromagnétiques, etc.) n'entraînent le système de protection du réacteur, ainsi que les méthodes de protection contre les manipulations frauduleuses.

### **Système de régulation du réacteur**

A.809. Tous les éléments du système de régulation du réacteur doivent être décrits (critères de conception et analyse de fiabilité). Toutes les interfaces entre le système de régulation et le système de protection du réacteur devraient être recensées et analysées afin de pouvoir confirmer qu'elles n'entraînent pas de dégradation de la sûreté.

### **Système d'alarme**

A.810. Il faut décrire le système d'alarme qui indique si l'installation est dans un état anormal et s'il y a des défaillances dans les systèmes de sûreté.

### **Verrouillages**

A.811. Il faut énumérer et décrire tous les dispositifs de verrouillage prévus pour la sûreté du réacteur et la logique de commande correspondante.

### **Autres systèmes d'instrumentation requis aux fins de la sûreté**

A.812. Il faudrait décrire tous les systèmes d'instrumentation requis aux fins de la sûreté (par exemple les instruments de protection-incendie).

### **Salle de commande**

A.813. Cette section devrait donner une description des systèmes d'instrumentation qui se trouvent dans la salle de commande du réacteur et qui fournissent des

indications sur l'état du système de protection, du système de régulation du réacteur et d'autres systèmes importants.

A.814. Il faudrait préciser s'il y a suffisamment d'informations et de moyens dans la salle de commande pour que les opérateurs puissent assurer les actions de sûreté requises.

A.815. Il faudrait examiner les opérations de commande requises en cas d'urgence, notamment celles qui doivent être exécutées dans la salle de commande de repli.

## A.9. ALIMENTATION ÉLECTRIQUE

A.901. Dans ce chapitre, le RS doit décrire les alimentations en courant alternatif (CA) et en courant continu (CC), l'accent étant mis sur leur fiabilité et leur rapport avec la sûreté. Les descriptions devraient être complétées par des schémas appropriés. Il faut montrer que chaque type d'alimentation électrique est adéquat.

### **Alimentation normale en courant alternatif**

A.902. Dans cette section, il faut décrire l'alimentation normale en CA, en insistant sur les caractéristiques de conception et de performance.

### **Alimentation de secours en courant alternatif**

A.903. Dans cette section, il faut décrire la conception et le fonctionnement de l'alimentation électrique de secours, en mettant l'accent sur le raccordement à l'alimentation électrique normale.

A.904. La description doit comprendre les éléments suivants:

- a) Fiabilité du système;
- b) Besoins de puissance au démarrage des équipements alimentés par le système;
- c) Ordre séquentiel de démarrage des équipements du système et temps prévus pour leur connexion;
- d) Méthode de démarrage (automatique /manuelle).

### **Sources d'alimentation électrique secourue**

A.905. Il faut expliquer la conception et le fonctionnement des systèmes d'alimentation secourue en CA et en CC, y compris la connexion aux sources d'alimentation

électrique de secours. Il faut préciser quelles sont les capacités de la source d'alimentation électrique et les comparer aux exigences de puissance liées à la sûreté.

### **Câbles et plans de câblage**

A.906. Il faut fournir des informations sur les types de câbles utilisés. Il faut montrer que les mesures appliquées pour séparer les câbles afin de maintenir les redondances, d'empêcher les interférences et d'assurer la protection-incendie sont adéquates.

## **A.10. SYSTÈMES AUXILIAIRES**

A.1001. Ce chapitre doit fournir des informations sur les systèmes auxiliaires de l'installation. Il faudrait décrire chaque système, sa base de conception et celle de ses composants critiques, en évaluer la sûreté en montrant comment le système satisfait aux exigences de la base de conception, et donner des indications sur les essais et les inspections à effectuer afin de vérifier la capacité et la fiabilité du système ainsi que sur les mesures requises en matière de contrôle-commande. Si les systèmes auxiliaires ne sont pas liés à la protection du public contre l'exposition aux rayonnements, il faudrait fournir suffisamment d'informations pour permettre de comprendre comment ils sont conçus et quelle est leur fonction, l'accent étant mis sur les aspects qui pourraient avoir une incidence sur le réacteur et ses caractéristiques de sûreté ou qui pourraient contribuer à contrôler la radioactivité à l'intérieur de l'installation.

### **Entreposage et manutention du combustible**

A.1002. Cette section doit décrire les systèmes destinés à entreposer le combustible neuf et usé, à refroidir et à épurer le bassin à combustible usé (le cas échéant), à manutentionner et, si nécessaire, à refroidir le combustible alors qu'il circule dans l'installation. Il faut indiquer la quantité de combustible à entreposer et les moyens de maintenir une géométrie sous-critique, même dans des conditions sismiques défavorables.

A.1003. Il faut décrire la manutention et l'entreposage du combustible neuf, y compris les outils et les systèmes utilisés. Il faudrait aussi décrire brièvement les procédures de manutention du combustible (voir le paragraphe A.1310).

A.1004. Il faudrait fournir des informations sur la gestion du combustible irradié, à savoir l'activité, le taux de décroissance, la fréquence du rechargement et les exigences en matière d'entreposage.

## **Circuits d'eau**

A.1005. Tous les circuits d'eau de l'installation qui n'ont pas été décrits auparavant doivent l'être dans cette section. Il peut s'agir du système primaire de purification, du circuit d'eau brute, du système de refroidissement des auxiliaires du réacteur et du système d'appoint du circuit primaire. Dans chaque cas, les informations fournies devraient comprendre la base de conception, une description du système, les schémas fonctionnels et d'instrumentation, une évaluation de la sûreté et, si nécessaire, les exigences concernant les essais, les inspections et l'instrumentation.

## **Dispositifs auxiliaires**

A.1006. Dans cette section, il faut examiner tous les systèmes auxiliaires associés au circuit du réacteur et aux installations expérimentales, comme les systèmes de production d'air comprimé, d'échantillonnage, de drainage des équipements et de siphonage du sol. Il faudrait examiner les bases de conception, décrire le système, faire une évaluation de la sûreté et examiner les exigences concernant les essais, les inspections et l'instrumentation.

## **Climatisation, systèmes de chauffage, de refroidissement et de ventilation de l'air**

A.1007. Il faut examiner et décrire les systèmes de ventilation pour toutes les zones à l'exception du bâtiment du réacteur (voir chapitre 4).

## **Protection-incendie**

A.1008. Dans cette section, il faut décrire le système de protection-incendie et en analyser la sûreté en donnant des informations sur les procédures et les activités de maintenance. On peut aussi renvoyer aux méthodes de conception (paragraphe A.211).

## **Autres systèmes auxiliaires**

A.1009. Dans cette section, il faut présenter les bases de conception de tous les autres systèmes auxiliaires importants pour la sûreté, les décrire et en analyser la sûreté.

## **A.11. UTILISATION DU RÉACTEUR**

A.1101. L'information fournie dans ce chapitre doit montrer que des dispositions raisonnables ont été prises pour que les dispositifs expérimentaux et les expé-

rimentations ne représentent pas de risque significatif pour l'installation, le personnel et la population. On trouvera des recommandations supplémentaires dans les n<sup>os</sup> 35-S1 et 35-S2 de la collection Sécurité ainsi que dans le guide n<sup>o</sup> 35-G2 de la collection Sécurité intitulé «La sûreté dans le cadre de l'utilisation et de la modification des réacteurs de recherche».

### **Dispositifs expérimentaux**

A.1102. Cette section doit décrire la base de conception et la conception proprement dite de tous les dispositifs expérimentaux associés au réacteur, directement ou indirectement, et présenter une analyse de la sûreté pour chacun d'entre eux. Il peut s'agir des tubes à faisceaux, de la colonne thermique, d'installations à l'intérieur du cœur ou du modérateur, de trous de sondage, de boucles d'essai, etc.

A.1103. Il faudrait décrire la méthode d'examen et d'approbation des nouveaux dispositifs expérimentaux, ainsi que les procédures et les contrôles administratifs à appliquer. Une attention particulière doit être accordée aux méthodes qui seront employées pour examiner et approuver les nouveaux dispositifs expérimentaux ne faisant pas partie de ceux qui sont examinés dans le RS.

### **Programme d'expérimentation**

A.1104. Cette section doit décrire comment le réacteur devrait être utilisé à des fins expérimentales, notamment les limites et les conditions d'exploitation s'appliquant aux expérimentations.

A.1105. Il faut préciser les matériaux qu'il sera interdit d'utiliser dans le cadre d'expérimentations conduites à l'intérieur ou près du réacteur, ainsi que ceux qui pourront être utilisés uniquement dans des conditions de sûreté renforcée.

## **A.12. SÛRETÉ RADIOLOGIQUE PENDANT L'EXPLOITATION**

A.1201. Dans ce chapitre, il faut décrire les éléments ci-après pour des conditions de fonctionnement normales:

- a) Programme de radioprotection, y compris la politique de l'organisme exploitant en la matière;
- b) Sources de rayonnements dans l'installation;
- c) Conception de l'installation du point de vue de la sûreté radiologique;

- d) Systèmes de gestion des déchets<sup>7</sup>;
- e) Évaluation des doses pendant l'exploitation normale;
- f) Conclusions.

A.1202. L'exposition estimée du personnel et de la population aux rayonnements dans des conditions accidentelles doit être analysée au chapitre A.16 (Analyse de la sûreté). L'exposition à des incidents de fonctionnement prévus doit rester dans les limites fixées dans l'analyse des accidents et doit donc aussi être traitée au chapitre A.16. La planification d'interventions en cas d'urgence radiologique est décrite au chapitre A.20 (Planification et préparation pour les situations d'urgence) et la gestion du combustible irradié devrait être traitée au chapitre A.10 (Systèmes auxiliaires).

### **Programme de radioprotection**

#### *Politique de radioprotection de l'organisme exploitant*

A.1203. L'énoncé de cette politique doit souscrire à l'objectif de radioprotection qui figure aux paragraphes 202 et 203 des n<sup>os</sup> 35-S1 et 35-S2 de la collection Sécurité, lesquels renvoient aux Normes fondamentales internationales de l'AIEA ainsi qu'aux recommandations de la Commission internationale de protection radiologique. Cette section doit récapituler en particulier les limites légales de doses aux travailleurs sous rayonnements et à la population, ainsi que les limites fixées pour les émissions en cours d'exploitation à partir de ces limites de doses. Il faut présenter les prescriptions réglementaires visant à maintenir l'exposition et les rejets de matières et d'effluents radioactifs en dessous de ces limites de doses légales, ainsi que les niveaux de référence fixés par l'organisme exploitant pour les doses et les rejets afin d'aider la direction du réacteur à faire en sorte que les doses de rayonnements et les émissions en cours d'exploitation soient maintenues aussi bas que raisonnablement possible (principe ALARA) et soient inférieures aux limites susmentionnées.

A.1204. Il faut décrire le programme de radioprotection établi et mis en œuvre par l'organisme exploitant, y compris le programme ALARA, ainsi que les principes relatifs au contrôle des émissions dans l'installation, notamment la politique de l'organisme relative au contrôle et à la surveillance des rejets, et l'évaluation des tendances.

---

<sup>7</sup> Dans certains cas, les systèmes de gestion des déchets et la sûreté radiologique pendant l'exploitation sont examinés séparément.

### *Organisation, structure du personnel et responsabilités*

A.1205. Cette section doit décrire l'organisation administrative des cadres et du personnel chargés de la radioprotection, notamment les pouvoirs et les responsabilités afférents à chaque poste, ainsi que l'expérience et les qualifications du personnel chargé du programme de radioprotection. Il faut mentionner, s'il y a lieu, les responsabilités fonctionnelles du groupe de radioprotectionnistes dans des domaines comme le conseil, l'appui, la formation, la surveillance en matière de radioprotection, les services de dosimétrie et de laboratoire, et le contrôle administratif des matières radioactives. Il faudrait également mentionner le programme d'AQ applicable aux activités de radioprotection.

### *Installations, équipements et instrumentation*

A.1206. Il faut décrire les installations et les équipements de radioprotection, comme les laboratoires d'analyse de la radioactivité, les équipements de contrôle de la contamination et les installations de décontamination, notamment leur emplacement, ainsi que les dispositions prises pour la maintenance et l'étalonnage des instruments de radioprotection et pour la surveillance du personnel (par exemple le service de films dosimétriques et de dosimètres thermoluminescents).

A.1207. Cette section doit décrire les postes de surveillance des rayonnements et de la contamination, notamment les moniteurs fixes de radioactivité pour les mains et les pieds, les portiques de détection (le cas échéant) et les moniteurs portatifs placés dans ces postes. Il faut aussi décrire les équipements et les instruments portatifs et installés en laboratoire qui permettent de procéder à des levés radiologiques et de la contamination, de contrôler la contamination entre différentes zones d'accès, d'assurer la surveillance/l'échantillonnage des particules radioactives en suspension dans l'air et de surveiller le personnel.

A.1208. Il faut fournir des informations sur les vêtements et les équipements de protection utilisés normalement dans l'installation, y compris les équipements de protection respiratoire.

A.1209. Les équipements spéciaux pouvant être utilisés en cas d'urgence, lorsque les débits de dose sont élevés, et les formations spécifiques à l'utilisation de ces équipements qui sont éventuellement dispensées au personnel sont décrits dans le plan d'urgence (voir le paragraphe A.2003).

A.1210. Si une documentation décrivant le programme de radioprotection a été établie séparément, elle peut être mentionnée dans cette section, qui n'en donnera qu'un bref résumé.

## *Procédures et formation*

A.1211. Il faut donner un aperçu des procédures écrites relatives au programme de radioprotection. Celles-ci doivent être élaborées conformément aux programmes d'AQ pertinents et peuvent comporter les éléments suivants:

- Politique, méthodes et périodicité des levés radiologiques et des prélèvements d'échantillons d'air;
- Surveillance des effluents;
- Mesures administratives s'appliquant au contrôle de l'accès aux zones exposées aux rayonnements ou du temps de séjour dans ces zones;
- Contrôle de la contamination du personnel et des équipements;
- Vérification de la conformité à la réglementation s'appliquant au transport des matières radioactives;
- Méthodes et procédures s'appliquant à la surveillance du personnel, notamment celles qui concernent l'enregistrement, la communication et l'analyse des résultats;
- Programme d'évaluation de l'exposition interne — dosages biologiques ou anthroporadiométrie, ou par d'autres méthodes apparentées de surveillance médicale du personnel, en particulier en cas de surexposition;
- Mise en place, sélection, utilisation et maintenance d'équipements de protection comme les masques respiratoires;
- Méthodes de manutention et d'entreposage de sources, de radio-isotopes et d'autres matières radioactives;
- Manutention et stockage des déchets radioactifs.

A.1212. Il faut donner des indications sur les procédures de conduite qui comportent des dispositions s'appliquant au contrôle des doses aux opérateurs dans des conditions de fonctionnement normal et de maintenance, pendant les inspections en service et lors du rechargement de combustible. Il faut aussi mentionner les procédures de conduite qui comportent des dispositions sur la surveillance des systèmes permettant de recueillir, de contenir, d'entreposer ou de transporter les matières radioactives liquides, gazeuses et solides. Toutes les procédures concernant les dispositifs expérimentaux, la production d'isotopes et les activités de laboratoire doivent être mentionnées.

A.1213. Cette section doit décrire les méthodes et les procédures permettant de contrôler et d'évaluer l'exposition des expérimentateurs et d'autres personnels (par exemple les sous-traitants et les étudiants) susceptibles de n'avoir qu'une connaissance superficielle des procédures de radioprotection appliquées dans l'installation.

A.1214. Il faudrait aussi renvoyer aux procédures de conduite en cas d'urgence qui sont décrites au chapitre A.20 (Planification et préparation pour les situations d'urgence) pour ce qui est des situations où les débits de dose dans l'installation peuvent être élevés.

A.1215. Cette section doit décrire brièvement le programme de formation de l'installation dans le domaine de la radioprotection destiné aux cadres et au personnel chargés de la radioprotection, ainsi qu'aux autres personnels de l'installation, y compris les sous-traitants et les étudiants.

#### *Programme de surveillance des effluents*

A.1216. Cette section doit décrire le programme de surveillance des effluents appliqué sur le site et en dehors. Si la surveillance des effluents hors du site est effectuée par l'exploitant de l'installation, il faut décrire les dispositions prises et les responsabilités correspondantes.

#### *Programmes d'audit et d'examen*

A.1217. Cette section doit décrire les dispositions prises pour contrôler l'exécution et le réexamen du programme de radioprotection.

### **Sources de rayonnements dans l'installation**

A.1218. Dans cette section, il faut recenser toutes les sources potentielles de rayonnements (confinées et en suspension dans l'air) qui sont habituellement présentes du fait du fonctionnement du réacteur et toutes les autres sources de rayonnements qui pourraient se trouver dans l'installation. Ces sources sont prises en compte pour le calcul des protections, la conception des systèmes de ventilation, l'évaluation des doses, la gestion des déchets et la détermination des rejets d'effluents.

A.1219. Pour les sources protégées ou confinées habituelles, il faut donner des informations sur la forme, l'emplacement, la géométrie, la teneur isotopique et le niveau d'activité. Pour les sources habituelles sous forme de liquides ou de particules en suspension dans l'air, il faut donner des informations sur la forme, l'emplacement, la teneur isotopique et les concentrations.

A.1220. On trouvera à l'annexe IV des exemples de sources et de champs de rayonnements.

A.1221. Cette section doit contenir des plans de l'installation qui montrent l'emplacement de toutes les sources.

## **Conception de l'installation du point de vue de la sûreté radiologique**

A.1222. La présentation des considérations relatives à la conception de l'installation et des équipements doit montrer que l'exposition externe et interne du personnel de l'installation et de la population est régie par la politique de radioprotection décrite au paragraphe A.1203. Il faut montrer comment la conception retenue diminue l'exposition du personnel, réduit à un minimum la production non voulue de matières radioactives, diminue la nécessité d'activités de maintenance et d'exploitation menées au risque d'une exposition interne ou externe et le temps qui leur est consacré, et permet de maintenir les rejets de matières radioactives dans l'environnement aussi bas que raisonnablement possible.

### *Contrôle des accès et zonages*

A.1223. Cette section doit montrer comment l'installation est aménagée de manière à assurer la nécessaire séparation entre les matières radioactives et le personnel de l'installation et la population et à prévenir d'autres risques. L'installation peut être divisée en zones qui sont classées selon leur potentiel de contamination radioactive et/ou d'exposition aux rayonnements. Il faut fournir des schémas faisant apparaître l'aménagement de l'installation, son zonage et les zones dont l'accès est contrôlé. Cette section doit aussi décrire les mesures de contrôle des accès qui interdisent au personnel de s'approcher d'endroits où les champs de rayonnements sont intenses ou de zones susceptibles d'être contaminées, ou qui empêchent que des sources de rayonnements (par exemple du combustible usé ou des matières activées/irradiées) ne soient placées dans une zone où se trouve du personnel.

### *Dispositifs et caractéristiques de protection*

A.1224. Il faut décrire les dispositifs de protection requis pour le réacteur, pour les installations associées (par exemple les tubes à faisceaux) et pour les sources de rayonnements recensées aux paragraphes A.1218–A.1221, en précisant notamment les intensités de rayonnements à l'extérieur de la protection là où des personnes peuvent avoir à travailler, ainsi que la nature des matériaux utilisés, les critères s'appliquant aux traversées du blindage et les méthodes de calcul. Cette section doit également décrire d'autres dispositifs de protection, comme les arrangements géométriques (par exemple la distance) ou la télémanipulation visant à s'assurer que l'exposition du personnel du réacteur et de la population soit conforme aux prescriptions et au principe ALARA, ainsi que les méthodes de protection des tubes à faisceaux et autres dispositifs expérimentaux contre l'effet de canalisation des rayonnements en cours d'expérimentation.

### *Ventilation aux fins de la protection radiologique*

A.1225. Dans cette section, il faut examiner les aspects du système de ventilation qui concernent la radioprotection en s'appuyant sur la description du système qui figure aux chapitres A.4 (Bâtiments et structures) ou A.7 (Dispositifs de sauvegarde).

### *Moniteurs de rayonnements*

A.1226. Cette section doit décrire les systèmes permanents de surveillance des rayonnements présents dans la zone et des rayonnements dus aux effluents et aux particules en suspension dans l'air, et fournir notamment des informations sur:

- L'emplacement des moniteurs et détecteurs;
- Le type de moniteur et d'instrumentation (stationnaire ou mobile, sensibilité, type de mesures effectuées, échelle, exactitude et précision);
- Le type et l'emplacement des dispositifs d'alarme situés sur place ou à distance, des signalisations, des postes de mesure et des appareils d'enregistrement;
- Les points de consigne pour les alarmes ou les automatismes;
- Les sources d'alimentation électrique de secours;
- Les prescriptions relatives à l'étalonnage, aux essais et à la maintenance;
- Les actions automatiques déclenchées ou à entreprendre.

A.1227. Cette section doit décrire les critères et les méthodes qui permettent de s'assurer de la représentativité des échantillons qui sont prélevés dans les zones surveillées.

A.1228. Il faudrait décrire le système de surveillance radiologique ou d'autres systèmes pouvant être utilisés dans des conditions accidentelles. Il faudrait renvoyer au chapitre A.16 (Analyse de la sûreté) pour ce qui est de l'utilisation du système dans le cadre de l'analyse de la sûreté, et au chapitre A.20 (Planification et préparation pour les situations d'urgence) pour les mesures d'urgence concernant la mise en œuvre de la surveillance dans des conditions accidentelles.

## **Systèmes de gestion des déchets<sup>8</sup>**

### *Déchets solides*

A.1229. Dans cette section, il faut décrire le traitement des déchets solides, notamment, suivant le cas:

- a) Les types et les classes de déchets; les sources et les quantités de déchets solides, en donnant des précisions sur leur forme physique, leur volume et leur composition isotopique, ainsi que sur l'activité mesurée ou estimée;
- b) Les méthodes utilisées pour déshydrater les déchets humides;
- c) Les méthodes utilisées pour la collecte, le traitement, l'emballage, l'entreposage et l'expédition.

### *Déchets liquides*

A.1230. Dans cette section, il faut décrire le traitement des sources liquides considérées comme des déchets, notamment:

- a) Les types et les quantités de déchets liquides; les sources, les emplacements, les formes et l'activité estimée;
- b) Les schémas de circulation et de débit, les équipements de procédé, les réservoirs d'entreposage et les points de rejet dans l'environnement;
- c) Les mesures visant à séparer les effluents radioactifs et non radioactifs;
- d) Les objectifs de rejets;
- e) Les prescriptions relatives à la capacité, la redondance et la flexibilité du système; la capacité du système requise pour faciliter la maintenance, réduire les fuites et empêcher les rejets non maîtrisés dans l'environnement.

A.1231. Il faut décrire les critères qui permettent de déterminer si les déchets liquides qui ont été traités seront recyclés ou rejetés, en donnant des précisions sur les concentrations escomptées des effluents en radionucléides par rejet et sur les quantités totales rejetées annuellement dans l'environnement. Il faudrait indiquer les facteurs de dilution au moment du rejet.

### *Déchets gazeux*

A.1232. Dans cette section, il faut décrire le traitement des sources gazeuses considérées comme des déchets, notamment:

- a) Les types et les quantités de déchets gazeux; les sources, les emplacements, les formes et les quantités calculées de radionucléides;

---

<sup>8</sup> On trouvera des indications supplémentaires dans les publications du programme RADWASS (Normes de sûreté pour les déchets radioactifs) de l'AIEA.

- b) Les schémas de circulation et de débit, les équipements de procédé et les points de rejet dans l'environnement;
- c) Les mesures visant à séparer les effluents radioactifs et non radioactifs;
- d) Les objectifs de rejets;
- e) Les prescriptions relatives à la capacité, la redondance et la flexibilité du système; la capacité du système requise pour faciliter la maintenance, réduire les fuites et empêcher les rejets non maîtrisés dans l'environnement.

A. 1233. Il faudrait décrire, le cas échéant, les dispositions prises au stade de la conception en ce qui concerne les matières gazeuses explosibles.

### **Évaluation des doses en exploitation normale**

#### *Doses à la population*

A.1234. Dans cette section, il faut montrer que les effets combinés des rayonnements directs et des rejets de matières radioactives provenant de l'installation n'entraînent pas des doses à la population hors du site supérieures aux limites réglementaires. Il faudrait décrire en outre les mesures visant à réduire les expositions sur la base du principe ALARA.

A.1235. Si les sections précédentes de ce chapitre ont montré, d'une part, que les rejets radioactifs représentent une petite fraction des limites fixées pour les émissions en cours d'exploitation et sont acceptables et, d'autre part, que les rayonnements directs et indirects sont eux aussi dans des limites acceptables, on peut se contenter de résumer, dans cette section, l'incidence totale de toutes les voies d'exposition, qu'il s'agisse de substances en suspension dans l'air ou de liquides, d'une exposition directe ou indirecte.

A.1236. Si les rejets radioactifs n'ont pas été analysés en fonction des limites fixées pour les émissions en cours d'exploitation, il faut présenter dans cette section les résultats du calcul des doses individuelles dues aux effets de tous les rejets pour les personnes situées à la limite de l'installation et dans des emplacements hors du site. Il faudrait montrer que les effets combinés de tous ces rejets respectent les prescriptions réglementaires relatives aux doses au public.

A.1237. Cette section doit énoncer les critères qui seront utilisés pour déterminer si les taux de rejet de déchets gazeux et liquides sont acceptables. Il faut indiquer les concentrations des effluents en radionucléides par rejet et les quantités totales rejetées annuellement, ainsi que les méthodes, les paramètres et les hypothèses utilisés pour calculer ces quantités.

A.1238. Il faut en outre identifier tous les points de rejet des effluents gazeux dans l'environnement en indiquant pour chaque rejet:

- a) La hauteur du rejet;
- b) La température de l'effluent et la vitesse de rejet;
- c) Les hypothèses concernant le transport et la dilution des gaz dans l'environnement.

#### *Doses dues à l'exposition professionnelle*

A.1239. Cette section doit présenter un schéma faisant apparaître les champs de rayonnements dans les zones normalement occupées de l'installation et dans les zones où des activités de maintenance sont exécutées. Il faut utiliser des données estimatives sur l'occupation annuelle des zones sous rayonnements de l'installation pour montrer que les doses escomptées sont acceptables pour les principales fonctions, comme l'exploitation du réacteur, la conduite d'expériences, la maintenance courante, la manutention des déchets radioactifs, le rechargement du combustible et les inspections en service. Il faut fournir des estimations de la dose annuelle aux limites de la zone d'accès restreint.

A.1240. Cette section doit démontrer que le niveau estimé d'exposition du personnel due à l'inhalation de matières radioactives en suspension dans l'air dans certaines zones est acceptable. Il faut fournir un récapitulatif des doses annuelles au personnel de l'installation, si ces données sont disponibles.

### **Conclusion**

A.1241. Dans cette section, il faut énoncer une conclusion sur l'acceptabilité des programmes concernant la sûreté radiologique pendant l'exploitation et sur les caractéristiques de conception de l'installation.

## A.13. CONDUITE DES OPÉRATIONS

A.1301. Dans ce chapitre, il faut décrire la structure administrative de l'organisme exploitant et la manière dont celui-ci conduit les opérations de l'installation, et traiter des questions suivantes: personnel, examen et audit des opérations, procédures d'exploitation, maintenance, essais et inspections, sécurité, relevés et rapports. On trouvera des prescriptions d'ordre général et des recommandations supplémentaires à ce sujet dans le n° 35-S2 de la collection Sécurité.

## **Structure administrative**

A.1302. Cette section doit décrire la structure de l'organisme exploitant. Il faudrait établir un organigramme fonctionnel faisant apparaître les personnels clés et les groupes qui interviennent aux différents niveaux d'exploitation de l'installation. Les attributions, les pouvoirs et les responsabilités des personnels clés de l'organisme doivent être décrits.

A.1303. Il faut indiquer les fonctions pour lesquelles on prévoit de faire appel à des personnels hors site ou à des groupes externes.

A.1304. Cette section doit fournir des indications sur le personnel requis pendant les différentes conditions de fonctionnement du réacteur.

## **Qualification et formation du personnel**

A.1305. Cette section devrait décrire les qualifications des personnels clés.

A.1306. Cette section devrait indiquer le type de formation requis pour les différents personnels et la périodicité de cette formation. Il faudrait préciser les conditions requises pour l'autorisation ou la qualification du personnel. Il faudrait mentionner les besoins des utilisateurs de l'installation en matière de formation ainsi que les éventuelles instructions données aux visiteurs.

## **Examen et audit**

A.1307. Cette section doit décrire les méthodes d'examen et d'audit de la sûreté des opérations menées dans l'installation, mais aussi la composition et les qualifications du groupe qui en est chargé, les règles s'appliquant aux réunions de ce groupe ainsi que les questions sur lesquelles l'examen doit porter, comme les changements relatifs à l'autorisation, les limites et conditions d'exploitation, les procédures et l'installation, les nouveaux essais, les expérimentations et les procédures, et l'évaluation des événements fortuits.

A.1308. Il faudrait donner des informations sur la fonction d'audit qui incombe au groupe, notamment les questions à traiter, les intervalles entre les audits et la façon dont la direction de l'installation donne suite aux conclusions formulées dans le cadre du programme d'AQ relatif à l'exploitation de l'installation (voir le chapitre A.18, Assurance de la qualité).

## **Instructions et procédures d'exploitation**

A.1309. Cette section doit décrire les procédures d'exploitation ou donner un aperçu du guide d'exploitation dans lequel elles sont consignées.

A.1310. Ces instructions et procédures écrites devraient porter sur les questions suivantes:

- Démarrage, exploitation et mise à l'arrêt du réacteur;
- Chargement, déchargement et mouvements du combustible et des matières irradiées;
- Inspection et essais d'éléments importants pour la sûreté, en particulier les systèmes de sûreté;
- Mise en place, vérification et exécution des essais de performance concernant les expérimentations importantes pour la sûreté;
- Maintenance, en particulier des principaux composants ou systèmes importants pour la sûreté;
- Radioprotection;
- Réaction à des anomalies, des défaillances de systèmes ou de composants prévues et à des conditions accidentelles;
- Surveillance des effluents et de l'environnement;
- Situations d'urgence;
- Sécurité physique;
- Protection-incendie.

Le RS doit indiquer comment procéder à des modifications majeures, mineures et temporaires des procédures.

## **Maintenance, essais et inspections**

A.1311. Cette section doit décrire les activités de maintenance et d'essai périodique de l'installation et présenter le programme d'inspection des équipements et des composants du réacteur. Il suffit de donner un aperçu de ces activités si le programme est décrit en détail dans les documents complémentaires. Le programme de maintenance, d'essais et d'inspections devrait contenir des informations sur:

- a) Les systèmes ou les équipements à inspecter ou à tester;
- b) Les critères s'appliquant aux inspections ou aux essais;
- c) Les intervalles entre les inspections ou les essais;
- d) Les personnes responsables des inspections, des essais et de la maintenance;

- e) L'approbation des travaux de maintenance;
- f) La reprise de l'exploitation normale après maintenance.

### **Sécurité physique**

A.1312. Il faut décrire les mesures de protection des matières fissiles et radioactives contre le sabotage ou l'enlèvement non autorisé, notamment la réglementation de l'accès à l'installation et les systèmes de sécurité.

A.1313. La sécurité physique de l'installation peut faire l'objet d'un document distinct, qui serait confidentiel.

### **Relevés et rapports**

A.1314. Cette section doit fournir des informations sur le système mis en place dans l'installation pour contrôler les relevés, les données et les rapports d'exploitation qui ont de l'importance pour la sûreté. Ces documents peuvent contenir des données sur:

- a) L'exploitation du réacteur (journal de bord, diagrammes enregistrés sur bandes, listes de contrôle, relevé automatique des données);
- b) L'état de fonctionnement (type et nombre des composants opérationnels et des composants hors service);
- c) Les protocoles de maintenance, d'inspection et d'essai;
- d) Les relevés des modifications;
- e) Les échantillons irradiés et les radionucléides produits;
- f) Les mouvements de matières fissiles;
- g) Les niveaux de rayonnements;
- h) La radioexposition (externe et interne), les doses au personnel et les dossiers médicaux;
- i) La surveillance des effluents et de l'environnement;
- j) Les défaillances et les incidents concernant les composants liés à la sûreté;
- k) Les documents relatifs à la formation et au perfectionnement.

A.1315. Cette section doit indiquer la durée minimale d'archivage des relevés conformément au programme d'AQ de l'exploitation de l'installation (voir le chapitre A.18, Assurance de la qualité).

## **A.14. ÉVALUATION DE L'ENVIRONNEMENT**

A.1401. Dans ce chapitre, le RS doit résumer les rapports sur l'environnement établis aux fins de la construction, de l'exploitation et de la modification de l'installation.

A.1402. Cette section devrait examiner brièvement les éléments ci-après en tenant compte des informations connexes qui figurent au chapitre A.3 (Caractéristiques du site):

- a) L'impact du processus d'autorisation sur l'environnement;
- b) Les atteintes inévitables à l'environnement;
- c) Les solutions envisagées à la place du processus d'autorisation;
- d) Les ressources engagées de manière irréversible et irrécupérable;
- e) Une analyse comparative du processus d'autorisation, avec ses effets sur l'environnement, et des autres solutions qui existent pour réduire ou éviter ces effets, et un récapitulatif des avantages qui découlent de l'installation sur les plans environnemental, économique, technique et autres.

A.1403. Il se peut que le processus d'autorisation ait peu d'effets, voire aucun, sur l'environnement. Dans ce cas, il faudrait indiquer que la décision a été prise d'accorder l'autorisation et la justifier brièvement.

## A.15. MISE EN SERVICE

A.1501. Dans ce chapitre, le RS doit décrire les aspects techniques du programme de mise en service de l'installation en donnant suffisamment de détails pour montrer que les impératifs fonctionnels des structures, des systèmes et des composants seront vérifiés comme il convient. Les détails complémentaires concernant la mise en service peuvent faire l'objet d'un document distinct.

### **Programme de mise en service**

A.1502. Cette section doit fournir les informations suivantes sur le programme de mise en service:

- a) Un résumé du programme et des objectifs;
- b) Des précisions sur l'organisation de la mise en service, notamment des besoins en matière de formation;
- c) Les grandes lignes du programme d'AQ concernant la mise en service (voir le chapitre A.18, Assurance de la qualité);
- d) Un calendrier général des principales phases du programme;
- e) Un résumé des limites et des conditions d'exploitation pour la mise en service et des procédures correspondantes.

## **Prescriptions spécifiques**

A.1503. Cette section doit indiquer comment les informations relatives à la mise en service d'installations analogues déjà en service seront utilisées. Il faut décrire les méthodes employées pour communiquer les résultats de la mise en service à l'organisme de réglementation, y compris un engagement quant aux résultats non conformes ou inattendus.

A.1504. Cette section doit décrire la méthode utilisée pour mettre à jour le RS, s'il y a lieu, de manière à y incorporer les résultats des essais de mise en service.

A.1505. Pour les installations existantes, cette section doit résumer le programme et les résultats de la mise en service.

## **Mise en service des modifications**

A.1506. Les informations mentionnées précédemment doivent aussi être incluses dans un RS distinct concernant les modifications apportées à des installations existantes.

## **A.16. ANALYSE DE LA SÛRETÉ**

A.1601. Les analyses de la sûreté présentées dans ce chapitre constituent le point central du RS. Dans les chapitres précédents, les structures, systèmes et composants importants pour la sûreté devraient être évalués du point de vue de leur vulnérabilité aux dysfonctionnements et aux défaillances. Les effets et les conséquences des perturbations de procédés prévues et des défaillances de composants et des erreurs humaines postulées (événements initiateurs postulés) doivent être présentés dans ce chapitre afin d'évaluer la capacité du réacteur face à de telles situations ou défaillances.

A.1602. Aux fins d'une présentation exhaustive et pour faciliter l'examen-évaluation par l'organisme de réglementation, ce chapitre du RS doit contenir les informations suivantes:

- a) Introduction: Approche générale et méthodes appliquées dans les analyses de la sûreté (par. A.1603 et A.1604);
- b) Caractéristiques du réacteur: Paramètres du réacteur et conditions initiales appliquées dans les analyses de la sûreté (par. A.1605–A.1609);

- c) Sélection des événements initiateurs: Éventail des événements initiateurs d'accidents considérés dans les analyses (par. A.1610–A.1612);
- d) Évaluation de séquences d'événements: Résultats des analyses (par. A.1613–A.1645);
- e) Récapitulatif: Récapitulatif des résultats et conclusions importants du point de vue de l'acceptabilité (par. A.1646 et A.1647).

## **Introduction**

A.1603. Cette section doit offrir un aperçu des méthodes et des approches employées dans l'analyse de la sûreté. Les informations qu'elle contient devraient être suffisantes pour permettre à un évaluateur de comprendre les méthodes utilisées et le caractère général des critères employés pour déterminer l'acceptabilité des résultats. Il peut être utile de se référer à l'annexe I pour remplir cette section, mais il n'est pas nécessaire de donner ici autant de détails.

A.1604. Les méthodes et critères doivent être brièvement résumés dans cette section comme suit:

- a) Méthodes de détermination et de sélection des événements initiateurs;
- b) Méthodes d'analyse, y compris, le cas échéant:
  - Analyse des séquences d'événements,
  - Analyse des transitoires,
  - Évaluation des événements externes et des événements internes particuliers,
  - Analyse qualitative,
  - Analyse des conséquences radiologiques;
- c) Critères d'acceptation.

## **Caractéristiques du réacteur**

A.1605. Cette section devrait récapituler les paramètres du réacteur et les conditions initiales intervenant dans l'analyse des transitoires (paragraphes A.1618–A.1623). Ces paramètres et les domaines de fonctionnement autorisés constituent la base des conditions et limites d'exploitation examinées au chapitre A.17 (Conditions et limites d'exploitation).

### *Paramètres du cœur*

A.1606. Il faut récapituler les paramètres du cœur, en précisant les plages, pour les conditions de fonctionnement qui sont examinées dans l'analyse de la sûreté. Il se peut que ces grandeurs soient présentées sous forme de tableaux dans d'autres

sections du RS, mais elles doivent être récapitulées ici pour faciliter l'examen-évaluation de l'analyse de la sûreté. Ce récapitulatif devrait inclure les paramètres suivants:

- Puissance du cœur;
- Température d'entrée dans le cœur;
- Température des gaines des éléments combustibles;
- Pression à l'intérieur du réacteur;
- Débit dans le cœur;
- Répartition de la puissance axiale et radiale et facteur de canal chaud;
- Cinétique du réacteur;
- Coefficients de température du combustible et du modérateur;
- Coefficient de vide;
- Niveau de réactivité disponible à l'arrêt;
- Caractéristiques d'insertion des dispositifs de contrôle de la réactivité et des dispositifs de sûreté.

A.1607. Une plage de grandeurs doit être précisée pour les paramètres du réacteur qui varient avec le taux de combustion, le rechargement ou d'autres facteurs.

A.1608. Il faut préciser la plage autorisée pour les paramètres des systèmes du réacteur, notamment les fluctuations autorisées dans un paramètre donné et les incertitudes associées. Les conditions les plus défavorables dans une plage de fonctionnement doivent servir de conditions initiales pour l'analyse des transitoires.

*Système de protection du réacteur: fonctions prises en compte*

A.1609. Les points de consigne de toutes les fonctions du système de protection qui sont prises en compte dans l'analyse de la sûreté doivent être indiqués. Les fonctions types du système de protection sont l'arrêt d'urgence du réacteur, les fermetures des vannes d'isolement et le refroidissement de secours.

### **Sélection des événements initiateurs**

A.1610. Cette section doit énumérer les événements initiateurs postulés qui sont traités dans l'analyse de la sûreté. La liste doit être exhaustive et le rejet d'événements initiateurs spécifiques doit être justifié. L'annexe I donne des informations sur les méthodologies appliquées. Les points mentionnés dans les paragraphes A.1611 et A.1612 doivent être pris en compte.

A.1611. Il faudrait que chacun des événements initiateurs postulés soit rangé dans l'une des catégories suivantes ou que les événements soient regroupés d'une autre manière, cohérente avec le type de réacteur à l'étude:

- a) Perte des alimentations électriques;
- b) Apport d'un excédent de réactivité;
- c) Perte de débit;
- d) Perte de caloporteur;
- e) Erreurs de manutention ou dysfonctionnement d'équipements;
- f) Événements internes particuliers;
- g) Événements externes;
- h) Erreur humaine.

A.1612. Il faut déterminer, dans chaque catégorie d'événements, les événements initiateurs qui sont limitatifs et indiquer lesquels doivent être analysés plus avant. Il s'agit notamment des événements pouvant avoir des conséquences limitatives pour tous les autres événements initiateurs de la même catégorie.

### **Évaluation de séquences d'événements**

A.1613. Les informations détaillées énumérées ci-dessous devraient être communiquées pour chaque événement initiateur retenu (paragraphe A.1612). Ces informations sont regroupées comme suit:

- a) Identification des causes;
- b) Séquence d'événements et fonctionnement des systèmes;
- c) Analyse des transitoires;
- d) Classification des états d'endommagement;
- e) Calcul des termes sources;
- f) Évaluation des conséquences radiologiques.

A.1614. Le volume des données quantitatives qui devraient être communiquées sur les points ci-dessus varie d'un événement initiateur à l'autre et en fonction du type de réacteur. Si un événement initiateur donné n'est pas limitatif, seule doit être présentée l'argumentation qualitative qui a abouti à cette conclusion, avec renvoi à la section présentant une évaluation de l'événement initiateur plus limitatif. Par ailleurs, pour les événements initiateurs qui exigent une analyse quantitative, il n'est peut-être pas nécessaire de fournir une telle analyse pour chacun des points ci-dessus. Il existe par exemple un certain nombre d'événements à l'origine d'un transitoire de réacteur qui ont des conséquences radiologiques minimales. Le RS devrait simplement présenter une évaluation qualitative pour le signaler. Il n'est pas nécessaire d'effectuer une

évaluation détaillée des conséquences radiologiques pour chacun des événements initiateurs de ce type.

#### *Identification des causes*

A.1615. Il faudrait décrire, pour chaque événement évalué, les faits qui ont conduit à l'événement initiateur à l'examen.

#### *Séquence d'événements et fonctionnement des systèmes*

A.1616. La séquence d'événements doit être expliquée étape par étape, du point de départ de l'événement à l'état stabilisé final. Il faudrait que les informations suivantes soient communiquées pour chaque séquence d'événements:

- a) Détermination des occurrences significatives sur une période donnée, par exemple arrêt d'urgence de la surveillance du flux ou début d'insertion des barres de commande;
- b) Indication du bon ou mauvais fonctionnement des systèmes de contrôle-commande du réacteur en régime d'exploitation normal;
- c) Indication à la fois du bon fonctionnement et du mauvais fonctionnement des systèmes de protection et de sûreté du réacteur;
- d) Indication des mesures que les opérateurs doivent prendre;
- e) Évaluation des défaillances induites et des erreurs humaines;
- f) Évaluation qualitative des probabilités de séquences (le cas échéant);
- g) Justification de l'exclusion des séquences hors dimensionnement.

A.1617. Les événements initiateurs postulés n'ont pas tous besoin d'être analysés et décrits à fond. Il faut indiquer les séquences d'événements qui sont limitatives dans chaque catégorie et qui ont été retenues pour faire l'objet d'une analyse plus poussée.

#### *Analyse des transitoires*

A.1618. Une analyse détaillée de la performance du cœur et des systèmes doit être présentée. Les méthodes employées pour caractériser la performance du cœur et des systèmes du réacteur dans des conditions accidentelles doivent être exposées et les résultats importants de l'analyse doivent être indiqués. L'exposé devrait inclure, si cela se justifie, une évaluation des paramètres qui peuvent affecter la performance des barrières qui empêchent le transfert des matières radioactives du combustible vers l'environnement (par exemple la gaine du combustible, le circuit de refroidissement primaire et les bâtiments/systèmes qui assurent le confinement).

A.1619. *Modèles informatiques*. Il faut indiquer les modèles informatiques, y compris les programmes informatiques ou les simulations analogiques, utilisés dans l'analyse. Il faudrait confirmer que les modèles s'appliquent à la plage prévue des paramètres d'exploitation, qu'ils produisent des prévisions prudentes, qu'ils représentent tous les phénomènes physiques importants et qu'ils ont été validés correctement. Cette section devrait fournir uniquement un récapitulatif des modèles mathématiques et des programmes informatiques ou des listes, en renvoyant aux descriptions détaillées figurant dans les documents dont peut disposer l'organisme de réglementation. Cette section devrait contenir également les informations suivantes:

- a) Une description générale du modèle, notamment:
  - i) L'objet du modèle et son domaine d'application, y compris la gamme des variables étudiées;
  - ii) Un récapitulatif des modèles d'analyse et des corrélations empiriques employés;
  - iii) Toute simplification ou approximation introduite dans l'analyse;
  - iv) Le degré de prudence des méthodes et des corrélations;
  - v) La précision numérique du modèle, y compris la précision estimative des résultats et des facteurs contribuant aux incertitudes;
  - vi) Le mode de combinaison de ces codes (si un ensemble de codes est utilisé).
- b) Une description succincte des données d'entrée pour chaque modèle, notamment:
  - i) Le mode de sélection des paramètres d'entrée, y compris leur applicabilité et leur degré de prudence;
  - ii) Une liste des données d'entrée pour chaque modèle;
  - iii) La sensibilité du modèle à des paramètres d'entrée particuliers.
- c) Un récapitulatif des résultats des études de validation, y compris:
  - i) Des comparaisons des prévisions du modèle avec les données expérimentales ou les données d'exploitation ou avec d'autres modèles qui ont aussi été comparés à de telles données;
  - ii) La démonstration de la précision numérique ou du degré de prudence;
  - iii) La confirmation que la modélisation couvre tous les phénomènes physiques importants;
  - iv) La confirmation que les corrélations empiriques sont prudentes, fondées sur l'expérience (lorsque c'est possible) et appropriées pour la gamme des paramètres d'exploitation.

A.1620. *Paramètres d'entrée et conditions initiales*. Les paramètres d'entrée et les conditions initiales utilisés dans l'analyse doivent être clairement indiqués. À cet égard, une liste représentative est donnée à l'annexe II. Toutefois, si l'on a recours dans une analyse donnée aux valeurs initiales d'autres variables et à des paramètres supplémentaires, ceux-ci doivent figurer dans le RS.

A.1621. *Résultats*. Les résultats de l'analyse doivent être présentés et expliqués dans le RS. Il faudrait indiquer les paramètres clés comme fonction du temps lors d'un transitoire ou d'un accident. Voici quelques exemples de paramètres qui devraient figurer dans le RS:

- Réactivité;
- Puissance thermique;
- Flux thermiques;
- Répartition de la puissance;
- Pression du circuit primaire;
- Rapport de flux thermique critique minimal ou rapport d'ébullition critique;
- Chauffage nucléaire;
- Débits du caloporteur dans le cœur;
- Conditions du refroidissement (température d'entrée, température moyenne du cœur et température de sortie du canal chaud);
- Température du cœur (température maximale au centre du combustible et température maximale de la gaine) et enthalpie maximale du combustible;
- Volume de caloporteur dans le cœur (volume total et niveau en différents points du système de refroidissement du réacteur);
- Paramètres du système secondaire d'échange de chaleur (volume et niveau, enthalpie, température et débit massique).

A.1622. Les incertitudes entourant les résultats doivent être signalées et examinées.

A.1623. Il faudrait indiquer, pour différents paramètres du cœur, les marges entre les valeurs prédites et les valeurs limitatives pour des conditions de fonctionnement acceptables.

#### *Classification des états d'endommagement*

A.1624. L'analyse des transitoires peut mettre en évidence un dépassement des limites nominales du combustible provoquant un endommagement de la gaine du combustible. Il faudrait donner une estimation du type de dommage et indiquer la quantité de combustible en jeu et d'autres facteurs (températures du combustible et de la gaine, caractéristiques du caloporteur et interactions chimiques).

A.1625. Certaines séquences d'événements peuvent entraîner différents risques radiologiques, notamment des défaillances d'expérimentations ou d'installations d'irradiation/d'activation et des dommages mécaniques subis par la gaine du combustible irradié. Il faut donner une estimation de la forme et du contenu des matières dangereuses, en indiquant tout paramètre physique permettant de caractériser davantage le type de matières. Il faut décrire tout regroupement des séquences à l'intérieur d'une

même catégorie d'événements en fonction du type et de l'ampleur du risque radiologique. Les séquences n'entraînant aucun risque devraient être exclues et celles qui sont limitatives pour chaque catégorie de risque devraient être retenues pour l'analyse des rejets de matières radioactives.

#### *Calcul des termes sources*

A.1626. Il faut décrire les termes sources éventuels pour chacune des séquences limitatives mentionnées dans la section précédente. Cette description devrait inclure la quantité de matières radioactives qui pourraient être rejetées depuis le réacteur, leur forme physique et chimique et tous autres facteurs nécessaires pour déterminer parfaitement leur dispersion potentielle dans l'environnement.

A.1627. Cette section doit indiquer si des calculs détaillés de fractions rejetées réalistes ont été effectués ou si, conformément aux pratiques de l'organisme de réglementation, des valeurs prudentes ont été utilisées, par exemple un terme source arbitraire, supérieur au terme source escompté pour des séquences d'accident probables (par exemple pour démontrer l'efficacité du bâtiment/du confinement ou pour montrer que les doses aux groupes critiques ne dépassent pas les valeurs prescrites).

A.1628. Les modèles mathématiques employés pour déterminer et analyser le terme source devraient être récapitulés et des informations concernant leur validation devraient être communiquées. Les informations données aux paragraphes A.1629–A.1631 devraient être communiquées, si nécessaire, pour chaque séquence d'événements limitative.

A.1629. *Évaluation des rejets dans le bâtiment du réacteur.* Il faudrait indiquer, pour chaque séquence d'événements pertinente, la quantité de radionucléides rejetés à l'intérieur du bâtiment, la teneur isotopique et d'autres facteurs physiques caractérisant les rejets. Il faudrait présenter les paramètres et les hypothèses employés dans l'analyse, notamment:

- a) Quantité de produits de fission (ou quantité des radionucléides dans le cas d'accidents ne concernant pas le combustible);
- b) Type d'endommagement des éléments combustibles et fraction endommagée de la gaine du combustible;
- c) Fractions de rejet de produits de fission du combustible;
- d) Rétention de radionucléides dans l'eau et en surface.

A.1630. *Évaluation des rejets depuis le bâtiment du réacteur.* Pour les séquences d'événements entraînant des rejets depuis le bâtiment du réacteur, il faudrait indiquer

la quantité de radionucléides rejetés dans l'environnement, la teneur isotopique et d'autres facteurs physiques caractérisant le rejet. Les rejets en suspension dans l'air ou en phase aqueuse devraient être examinés. Il faudrait présenter les paramètres et les hypothèses employés dans l'analyse, notamment:

- a) Extraction de radionucléides par des systèmes de rétention en phase liquide ou gazeuse, des systèmes de remise en circulation ou de ventilation, et taux d'efficacité de filtration;
- b) Dépôt en surface et remise en suspension;
- c) Temps de rétention, décroissance et production de précurseurs de radionucléides;
- d) Taux de fuite du bâtiment du réacteur ou taux de rejet d'effluents liquides;
- e) Mode de rejet (par bouffée unique, par intermittence, en continu);
- f) Point du rejet (cheminée, niveau du sol, etc.).

A.1631. *Évaluation d'autres risques.* Il faudrait décrire également des accidents pouvant entraîner une exposition importante de membres du personnel ou de la population à des champs de rayonnement directs liés à des rejets à l'intérieur du bâtiment du réacteur (voir aussi le paragraphe A.1638), par exemple:

- Criticité fortuite;
- Rejets depuis une expérimentation ou une installation d'irradiation qui, bien que confinés, présentent un risque radiologique;
- Déversement de liquides ou rejets d'autres matières radioactives confinées sur place;
- Perte de protection.

#### *Évaluation des conséquences radiologiques*

A.1632. Cette section doit porter sur les méthodes de calcul employées pour déterminer les conséquences radiologiques des séquences d'événements représentatives et devrait récapituler les résultats des calculs de doses. Il faudrait fournir suffisamment d'informations pour étayer les résultats et permettre à l'organisme de réglementation de procéder à une analyse indépendante.

A.1633. Si aucune conséquence radiologique n'est associée à une séquence d'événements donnée, il suffit que figure dans cette section une déclaration à cet effet.

A.1634. *Méthodes d'analyse des conséquences radiologiques.* Les méthodes employées pour analyser les conséquences radiologiques éventuelles d'accidents

de réacteur doivent être présentées dans cette section. Les hypothèses et les méthodes employées pour déterminer les conséquences radiologiques doivent être étayées par des informations adéquates, si nécessaire en renvoyant à d'autres sections du RS ou à de la documentation dont l'organisme de réglementation peut aisément disposer.

A.1635. Les informations sur la modélisation des conséquences radiologiques devraient inclure les éléments suivants:

- Description des modèles mathématiques ou physiques employés, y compris toute simplification ou approximation introduite dans l'analyse;
- Récapitulatif des programmes informatiques ou des simulations analogiques employés dans les analyses, en renvoyant aux descriptions détaillées;
- Informations sur la validation des méthodes de calcul;
- Examen des incertitudes entourant les méthodes de calcul, la performance des équipements, les caractéristiques de la réaction des instruments ou d'autres effets intermédiaires pris en compte dans l'évaluation des résultats.

A.1636. *Doses calculées.* Cette section doit présenter les résultats des calculs de doses, en indiquant l'équivalent de dose efficace sur le site ou à la limite d'exclusion et, si nécessaire, l'équivalent de dose efficace à la population, à de plus grandes distances du site. Dans ces cas, il faudrait indiquer la dose à la personne la plus exposée ainsi que les doses, durant l'accident, aux opérateurs de la salle de commande et au personnel affecté à d'autres points du site, le cas échéant.

A.1637. Il faudrait étudier les champs de rayonnements directs provenant des rejets tant aqueux qu'atmosphériques et la possibilité d'une contamination du sol.

A.1638. *Champs de rayonnements directs.* Il faudrait décrire les champs de rayonnements directs liés aux rejets se produisant à l'intérieur de l'installation et pouvant entraîner une irradiation, en donnant des estimations de la dose aux groupes critiques. Il faudrait justifier les paramètres et les hypothèses retenues dans l'analyse, notamment:

- Quantité de radionucléides rejetés, leur configuration géométrique et la dispersion de ces rejets dans le temps;
- Décroissance des radionucléides et production de précurseurs;
- Paramètres de protection, facteurs d'accumulation et diffusion (par exemple, effet de ciel);
- Distance aux groupes critiques et période sur laquelle les doses sont calculées.

A.1639. *Rejets aqueux*. Cette section devrait récapituler l'évaluation des rejets aqueux et, le cas échéant, la dispersion des rejets dans les eaux superficielles et souterraines, la contamination des chaînes biologiques et alimentaires, et les doses individuelles et collectives en résultant. Il faudrait se référer aux paragraphes A.311–A.314 pour les données sur les caractéristiques hydrologiques et hydrogéologiques des eaux superficielles et souterraines. Les risques potentiels suivants devraient notamment être examinés:

- Rayonnements directs provenant de rejets liquides;
- Évaporation et remise en suspension dans l'air de radionucléides provenant de rejets liquides;
- Contamination du sol;
- Contamination d'aquifères sur le site et en dehors.

A.1640. Il faudrait justifier les paramètres et les hypothèses retenus dans l'analyse, notamment:

- Extraction de radionucléides par des systèmes de rétention de liquides ou de remise en circulation;
- Points de rejet possibles; quantité de radionucléides rejetés et leur concentration dans le liquide, taux de rejet et mode de rejet (continu, intermittent);
- Décroissance des radionucléides et production de précurseurs;
- Caractéristiques de dilution et de dispersion, y compris caractéristiques de migration et de rétention des sols, mouvement des radionucléides dans les formations hydrogéologiques, capacité de reconcentration des sédiments et du biote, et autres effets que l'on peut avoir à prendre en compte pour déterminer le mouvement des radionucléides et les voies d'exposition;
- Voies directes et indirectes de contamination radioactive de la chaîne alimentaire;
- Absorption de radionucléides par l'homme et doses en résultant.

A.1641. Il faudrait s'attacher tout particulièrement à vérifier les caractéristiques importantes pour déterminer le transfert à travers la chaîne alimentaire.

A.1642. Si l'on juge que des rejets aqueux peuvent se produire dans les eaux superficielles ou souterraines, il faut décrire les dispositions prévues pour assurer le confinement de tous rejets liquides à l'intérieur de l'installation et analyser les possibilités de dysfonctionnement.

A.1643. *Rejets atmosphériques*. Cette section doit indiquer les doses au personnel de l'installation et à la population après un rejet atmosphérique de matières

radioactives depuis l'installation, en tenant compte, si nécessaire, de la dispersion atmosphérique.

A.1644. Il faut indiquer les paramètres et hypothèses retenus dans l'analyse et démontrer qu'ils sont prudents, y compris:

- Le terme source, en le caractérisant en fonction de la quantité de radionucléides, de leur forme physique et chimique et de tous autres facteurs nécessaires pour déterminer entièrement la dispersion des matières radioactives dans l'environnement, y compris la flottabilité;
- Le mode de rejet (par bouffée unique, par intermittence, en continu);
- Le lieu du rejet et ses caractéristiques, y compris la hauteur et le diamètre de la cheminée;
- La distance aux récepteurs et la topographie;
- Les données météorologiques, y compris la vitesse et la direction du vent, et les données sur les inversions et la stabilité atmosphérique;
- Les effets de sillage dus aux bâtiments;
- Les paramètres de diffusion;
- La forme physique et chimique des radionucléides au point d'impact et leur état (en suspension dans l'air ou déposés);
- Les résultats des calculs de doses (immersion, ingestion et/ou réflexion par le sol).

A.1645. *Contamination du sol.* Cette section doit traiter du risque de contamination du sol, soit par dispersion directe des particules radioactives, soit par dépôt de rejets atmosphériques ou aqueux. La contamination de la surface par des radionucléides doit être estimée et les doses (dues à une réflexion par le sol ou une ingestion) doivent être évaluées.

### **Récapitulatif**

A.1646. Cette section doit récapituler les principaux résultats de l'analyse de la sûreté et décrire brièvement les séquences d'accident dominantes. Les conclusions importantes tirées des analyses devraient y être présentées. L'effet des incertitudes des résultats devrait être examiné et évalué.

A.1647. Il faut comparer les résultats des analyses aux critères d'acceptation pertinents. Il faudrait démontrer que les critères examinés aux paragraphes 217–219 sont respectés. L'évaluation des résultats devrait démontrer que la conception est acceptable et devrait confirmer la validité des limites et conditions d'exploitation examinées au chapitre A.17 (Limites et conditions d'exploitation).

## A.17. LIMITES ET CONDITIONS D'EXPLOITATION

A.1701. Les limites et conditions d'exploitation (LCE) découlant de l'analyse de la sûreté qui jouent un rôle important pour l'exploitation sûre du réacteur doivent figurer dans ce chapitre du RS. Les LCE représentent un ensemble de paramètres définis par l'organisme exploitant, qui, s'ils ne sont pas dépassés, assurent la protection du réacteur, du personnel, de la population et de l'environnement contre toute exposition excessive. Il est donc primordial que les responsables de l'exploitation connaissent bien les LCE. Celles-ci comprennent les limites de sûreté, les points de consigne des systèmes de sûreté, les conditions limitatives pour une exploitation sûre, les prescriptions en matière de surveillance et les prescriptions administratives. Des informations complémentaires figurent aux paragraphes 601–608 du n° 35-S2 de la collection Sécurité.

A.1702. Les LCE, basées sur un accord entre l'exploitant du réacteur et l'organisme de réglementation, constituent un élément important des prescriptions imposées par l'organisme de réglementation pour autoriser l'exploitation de l'installation. Toute modification des LCE entraîne obligatoirement la révision du RS et doit être évaluée et approuvée par l'organisme de réglementation.

A.1703. Étant donné que les LCE sont déterminantes pour la sûreté d'exploitation, les raisons de leur adoption doivent être justifiées par écrit, pour chacune d'entre elles. Ces informations doivent être soit présentées séparément, soit incluses dans ce chapitre du RS. Si elles sont présentées séparément, il suffit que le RS en contienne un résumé. Dans les deux cas, les informations fournies sur chacune des LCE devraient porter sur les points suivants:

- a) Les objectifs visés par l'établissement de LCE (par exemple la prévention de situations pouvant déboucher sur des conditions accidentelles).
- b) L'applicabilité des LCE, par exemple à des variables physiques liées aux barrières physiques, comme la température de la plaque de combustible ou le niveau d'eau de la piscine, ou encore aux conditions de ces barrières. Parfois, l'applicabilité se rapporte aux équipements, comme le nombre minimum de voies de mesure opérationnelles.
- c) Les spécifications des LCE, par exemple la valeur à ne pas dépasser ou les conditions spécifiques relatives aux équipements.
- d) Les fondements sur lesquels reposent ces informations, notamment pour les spécifications adoptées. Ce sont généralement les calculs de conception ou de sûreté inclus dans l'analyse de la sûreté, qui tiennent compte des incertitudes techniques et des incertitudes sur les mesures. Toutefois, il ne s'agit parfois que de simples hypothèses prudentes tirées de l'expérience d'exploitation antérieure ou de résultats d'expérimentations proposées.

## **Limites de sûreté**

A.1704. Les limites de sûreté pour les variables ou paramètres de procédés importants doivent être indiquées et justifiées par les analyses figurant dans le RS. Les limites de sûreté sont généralement liées à des paramètres d'exploitation tels que les températures du combustible et de la gaine de combustible, la température du caloporteur du réacteur, la pression et la puissance du réacteur, les débits du caloporteur et, pour les réacteurs piscine, le niveau d'eau au-dessus du cœur. Ces limites de sûreté sont déduites principalement des chapitres A.5 (Réacteur) et A.6 (Analyse de la sûreté).

## **Points de consigne des systèmes de sûreté**

A.1705. Les points de consigne des systèmes de sûreté doivent être indiqués pour les variables et les paramètres qui, s'ils n'étaient pas contrôlés, pourraient aboutir au dépassement d'une limite de sûreté. Cette section doit recenser les points de consigne des systèmes de sûreté et présenter une analyse montrant que les limites de sûreté ne seront pas dépassées. Lorsqu'on fixe les points de consigne des systèmes de sûreté, on devrait tenir compte d'éléments comme l'erreur d'étalonnage, la précision de mesure et le temps de réponse des systèmes. Ces points de consigne des systèmes de sûreté sont déduits principalement des chapitres A.5 et A.16.

## **Conditions limitatives pour une exploitation sûre**

A.1706. Cette section doit présenter les conditions limitatives pour une exploitation sûre, qui doivent prévoir des marges acceptables entre les valeurs d'exploitation normales et les points de consigne des systèmes de sûreté. Bien que, dans de nombreux cas, les conditions limitatives soient fixées par l'administration, le RS identifie certaines contraintes sur les équipements et les caractéristiques opérationnelles comme importantes pour la sûreté et celles-ci devraient être respectées pendant l'exploitation de l'installation. Dans certains cas, lorsque les variables ou les paramètres de procédés atteignent une condition limitative pour une exploitation sûre, une alarme est déclenchée pour que le personnel exploitant puisse faire en sorte que les points de consigne des systèmes de sûreté ne soient pas dépassés.

Voici quelques exemples de conditions limitatives pour une exploitation sûre:

- Limites de configuration et de conception du cœur (coefficients de réactivité, limites de taux de combustion, inspection, etc.);
- Nombre minimal, conception et fonctionnement des mécanismes de contrôle de la réactivité;
- Paramètres de conception du combustible (enrichissement, type de combustible, type de gaine, etc.);

- Débit maximal d'apport de réactivité;
- Nombre minimum de systèmes de mesure et de contrôle opérationnels et de points de consigne de sûreté;
- Équipement requis pour assurer le confinement;
- Opérations pour lesquelles un confinement est nécessaire;
- Nombre minimum d'éléments fonctionnels des systèmes de ventilation;
- Équipement et performance du système d'alimentation électrique de secours;
- Nombre minimum d'équipements fonctionnels pour la surveillance radiologique et la surveillance des effluents;
- Limites pour les rejets d'effluents;
- Limites pour les expérimentations (réactivité, matières, etc.);
- Autres limites de conception importantes pour la sûreté.

### **Prescriptions en matière de surveillance**

A.1707. Dans cette section, il faut examiner les prescriptions en matière de surveillance pour la fréquence et la portée des essais et montrer que les niveaux de performance correspondant aux limites de sûreté et aux conditions limitatives pour une exploitation sûre sont atteints. Les prescriptions en matière de surveillance, d'inspection, de contrôles d'exploitabilité et d'étalonnages et les mesures à prendre en cas de défaillance d'un système devraient être indiquées. Les conditions de poursuite de l'exploitation pendant les réparations ou l'acceptabilité de nouveaux équipements en remplacement d'équipements défectueux devraient être stipulées.

### **Prescriptions administratives**

A.1708. Cette section doit présenter les prescriptions administratives et organisationnelles, la structure organisationnelle et les responsabilités, les besoins en effectifs, l'examen et l'audit des procédures d'exploitation de l'installation, l'examen des événements survenus en cours d'exploitation, les rapports et les relevés. Ces conditions limitatives et prescriptions administratives découlent principalement du chapitre A.13 (Conduite des opérations).

## **A.18. ASSURANCE DE LA QUALITÉ**

### **Programmes d'AQ**

A.1801. L'organisme exploitant est responsable de l'élaboration et de l'exécution d'un programme d'AQ général devant assurer la conformité à la sûreté sous tous ses aspects. Les principes et la portée de ce programme doivent être établis

conformément aux prescriptions générales des n<sup>os</sup> 35-S1 et 35-S2 de la collection Sécurité et à d'autres normes nationales.

A.1802. Cette section doit présenter le programme d'AQ ou renvoyer à un document le décrivant. Elle doit récapituler les éléments, services et procédés auxquels le programme d'AQ doit s'appliquer, ainsi que la structure dans le cadre de laquelle les activités d'AQ seront planifiées ou exécutées. Elle doit aussi définir le niveau de contrôle et de vérification de la qualité et présenter les moyens disponibles pour l'atteindre.

A.1803. Cette section doit présenter le programme d'AQ établi pour les phases de conception, d'achats, de construction, de mise en service et d'exploitation, suivant les cas, ou renvoyer à ce programme. Le programme d'AQ doit être compatible avec les prescriptions relatives au projet de réacteur de recherche, ses objectifs, son état et ses caractéristiques, et il doit être acceptable pour l'organisme de réglementation.

### **Procédures d'AQ**

A.1804. Cette section doit décrire, ou renvoyer à un document décrivant, la planification, l'exécution et le contrôle des activités d'AQ indispensables pour pouvoir garantir que les prescriptions spécifiques, comme les prescriptions réglementaires, les critères de conception et de construction, et les critères d'acceptation sont correctement appliqués et respectés. Il faudrait en particulier définir les responsabilités et les pouvoirs du personnel compétent en matière d'AQ.

A.1805. Cette section doit présenter les procédures s'appliquant à des activités précises dans le cadre du programme d'AQ, comme les non-conformités, les modifications de conception, les écarts et les concessions en matière de conception, ainsi que l'analyse de leur impact sur les prescriptions de sûreté.

A.1806. Cette section doit présenter les procédures concernant les activités d'exploitation exécutées dans le cadre du programme d'AQ. Ces activités ont trait notamment aux domaines suivants: gestion de la réactivité et de la criticité, sûreté thermique du cœur, sûreté des dispositifs expérimentaux, modifications du réacteur, manipulations des composants et des matières, et surveillance humaine.

A.1807. Cette section doit indiquer, ou renvoyer à un document indiquant, comment le RS et les documents d'appui sont identifiés et classés et combien de temps ils sont conservés.

## **Bilan de gestion du programme d'AQ**

A.1808. Cette section doit faire le bilan de la situation en ce qui concerne la gestion du programme d'AQ et l'observation des normes de qualité et de sûreté requises.

### **A.19. DÉCLASSEMENT**

A.1901. Ce chapitre du RS doit donner des informations sur la conception de l'installation et les procédures d'exploitation visant à faciliter le processus de déclassement. Il devrait inclure la base de référence pour le déclassement.

A.1902. Il faudrait examiner les aspects de la conception de l'installation qui facilitent le déclassement, comme la sélection de matériaux permettant de réduire l'activation et de faciliter la décontamination, le démontage et la manipulation (à distance si nécessaire) des composants activés, et les systèmes de traitement des déchets radioactifs.

A.1903. Cette section doit examiner les aspects de l'exploitation de l'installation qui facilitent le déclassement, comme les dispositions en matière de conception et les pratiques d'exploitation visant à réduire l'activation des matériaux, ainsi que la tenue à jour des dossiers sur la construction et la contamination de l'installation.

### **A.20. PLANIFICATION ET PRÉPARATION POUR LES SITUATIONS D'URGENCE**

#### **Plan d'urgence**

A.2001. Cette section doit présenter — ou renvoyer à — un plan donnant des assurances raisonnables que des mesures peuvent être et seront prises pour atténuer les effets de situations d'urgence qui pourraient survenir dans l'installation; ce plan doit être élaboré par l'organisme exploitant. Toutefois, les précautions en matière de sûreté prises au moment de la conception et de l'exploitation du réacteur permettront de réduire largement les risques d'accident. Des informations complémentaires sur ce plan figurent dans le n° 35-S2 de la collection Sécurité.

A.2002. Cette section doit démontrer que le plan d'urgence se fonde sur les accidents étudiés dans le RS et sur d'autres accidents postulés uniquement à des fins de planification pour les situations d'urgence.

A.2003. Cette section doit fournir des informations sur les mesures à prendre dans le bâtiment du réacteur, sur le site et hors du site. Ces informations doivent porter sur les éléments suivants:

- a) Organisation d'urgence: instructions claires sur l'attribution des pouvoirs et la répartition des responsabilités;
- b) Détermination et classement de la situation d'urgence;
- c) Accords avec les organismes hors site qui participeront aux interventions;
- d) Notification au personnel affecté au site et, si nécessaire, au personnel hors site;
- e) Notification au gouvernement et aux autorités locales;
- f) Fiabilité des communications entre la cellule de crise et les emplacements externes;
- g) Mesures de protection;
- h) Équipements disponibles pour faire face à une situation d'urgence;
- i) Dispositions prises avec les établissements médicaux pour le traitement des personnes contaminées;
- j) Formation du personnel;
- k) Fréquence et portée des exercices d'entraînement;
- l) Adéquation des ressources pour exécuter le plan d'urgence.

### **Procédures d'urgence**

A.2004. Cette section doit démontrer que le plan d'urgence sera exécuté conformément aux procédures d'urgence. Celles-ci doivent viser les mesures spécifiques à prendre pour atténuer les conséquences de situations d'urgence.

A.2005. Cette section doit contenir des informations sur les dispositions prévues pour l'examen périodique du plan d'urgence et sur l'exécution des procédures compte tenu des exigences liées aux expérimentations nouvelles ou aux modifications de l'installation.

A.2006. Les procédures d'urgence doivent indiquer les limites d'exposition du personnel chargé de missions de secours ou de missions destinées à atténuer les conséquences d'une situation d'urgence.

## Annexe I

### APPROCHE ET MÉTHODES DE L'ANALYSE DE LA SÛRETÉ

I-101. L'annexe I présente quelques observations qui peuvent être utiles pour élaborer l'analyse de la sûreté d'un réacteur de recherche. La méthode classique consiste à étudier des événements initiateurs d'accidents crédibles en estimant, selon une méthode déterministe, la valeur maximale des rejets possibles dans l'environnement. Les méthodes probabilistes peuvent être utilisées pour évaluer quelles sont les séquences d'accidents ayant la probabilité la plus élevée, mais aussi pour déterminer l'ordre d'importance des risques et, à partir de là, les contre-mesures à prendre. Elles peuvent aussi servir à recenser les faiblesses de conception cachées et à évaluer les améliorations ou les modifications possibles. Toutefois, le présent guide de sûreté étant basé sur les méthodes déterministes, l'étude probabiliste de sûreté (EPS) n'y est pas traitée. Pour des informations détaillées sur les applications de l'EPS aux réacteurs de recherche, on peut se reporter aux documents IAEA-TECDOC 400 et 517 (une liste de publications de l'AIEA figure à la fin du présent guide).

I-102. Ces observations couvrent une vaste gamme de réacteurs et peuvent donc contenir des éléments d'information qui ne s'appliquent pas à tous. Aussi ont-elles valeur de conseils complémentaires et non de prescriptions.

#### **Méthodes de détermination et de sélection des événements initiateurs**

I-103. Les événements initiateurs postulés sont des événements susceptibles d'entraîner des séquences de défaillances du réacteur ou des scénarios d'accidents. Ce sont au départ des défaillances de composants, des dysfonctionnements de systèmes, des erreurs humaines ou des événements externes, ou encore des événements internes particuliers.

I-104. Il faut définir la méthode employée pour identifier les événements initiateurs postulés et sélectionner des séries d'événements particuliers afin de les analyser en détail. Cette méthode devrait assurer que la liste des événements initiateurs est la plus complète possible, les événements initiateurs sont regroupés suivant une certaine logique de manière à simplifier leur analyse, et des événements initiateurs limitatifs de chaque catégorie sont retenus pour analyse approfondie. Cette méthode pourrait inclure un ou plusieurs des éléments suivants:

- a) *Listes d'événements initiateurs dans les réacteurs de recherche.* Une liste d'événements initiateurs envisageables figure dans le tableau I (voir également le paragraphe 314);
- b) *Évaluation de l'ingénierie.* Les sources et les types de risques radiologiques qui pourraient exister à l'intérieur de l'installation sont recensés, et un examen systématique de la conception de l'installation, des opérations et des facteurs liés au site est effectué pour déterminer les phénomènes susceptibles d'entraîner des risques radiologiques;
- c) *Expérience d'exploitation.* Les données d'expérience antérieures accumulées dans l'installation ou dans des installations similaires, y compris l'examen des rapports de sûreté, peuvent servir à compléter la liste des événements initiateurs;
- d) *Analyse logique.* Il s'agit par exemple du modèle logique descendant, dit diagramme logique maître, qui est similaire à un arbre de défaillance.

I-105. Il faut déterminer les méthodes employées pour éliminer certains événements initiateurs et les exclure de toute analyse ultérieure. Ces méthodes pourraient conduire à éliminer les événements initiateurs suivants:

- a) *Événements initiateurs incohérents ou inappropriés:* Événements initiateurs dont on peut justifier qu'ils n'entrent pas dans le cadre de l'analyse ou qui sont jugés insignifiants à l'issue d'une inspection;
- b) *Événements initiateurs non crédibles:* Événements initiateurs qui ne peuvent pas se produire dans le réacteur à l'étude;
- c) *Événements initiateurs très rares:* Événements initiateurs dont la fréquence est si faible qu'ils ne seraient vraisemblablement pas pris en compte dans une approche probabiliste (chutes d'aéronefs par exemple) fondée sur des données statistiques ou sur des estimations prudentes. Les combinaisons d'événements initiateurs interdépendants, dont chacun a une faible fréquence, entreraient aussi dans cette catégorie.

I-106. Certaines méthodes peuvent être appliquées pour regrouper les événements initiateurs comme suit:

- a) Événements initiateurs supposant des fonctions de sûreté similaires qui déterminent les paramètres de conception des systèmes de sûreté;
- b) Événements initiateurs ayant des effets similaires sur le comportement du réacteur ou sur les structures ou les composants pour lesquels sont utilisés des modèles de calcul similaires;
- c) Événements initiateurs pouvant aider à choisir des cas limitatifs à analyser dans chaque catégorie d'événements;

- d) Événements initiateurs externes pouvant avoir un impact de cause commune sur l'ensemble de l'installation.

Un regroupement possible est indiqué au paragraphe A.1611 de l'appendice.

I-107. La méthode élaborée pour sélectionner les événements initiateurs limitatifs pour analyse approfondie devrait inclure ceux qui pourraient avoir des conséquences limitatives pour tous les autres événements initiateurs d'une même catégorie.

### **Méthodes d'analyse des séquences d'événements**

I-108. Il faut définir une méthode pour évaluer la séquence des événements étape par étape, du point de départ de l'événement à l'état stabilisé final. Cette méthode devrait inclure toutes les règles ou conventions concernant la mesure dans laquelle les systèmes du réacteur, y compris le système de protection, sont censés fonctionner. En cas de risque de défaillance du gainage du combustible, il faudrait prendre en considération d'autres barrières contre les fuites de radioactivité. Le résultat de la séquence d'événements doit être analysé, non seulement si tous les systèmes fonctionnent correctement mais aussi si certains d'entre eux tombent en panne. Il serait bon de considérer les types d'événements qui seront évalués suivant cette méthode et ceux qui seront évalués suivant d'autres méthodes (voir les paragraphes I-116–I-120).

I-109. Il faut définir des méthodes d'analyse des séquences d'événements. Les séquences devraient inclure la réponse du réacteur et des systèmes du réacteur, ainsi que les interactions humaines; il faudrait décrire les séquences d'événements envisageables dans le cas où chacun des systèmes de sûreté fonctionne bien et dans le cas où l'un d'entre eux tombe en panne. Les éléments suivants devraient être pris en considération:

- a) Application de techniques structurées, comme les arbres d'événements ou les diagrammes séquentiels d'événements;
- b) Détermination des phénomènes importants sur une période donnée, par exemple arrêt d'urgence de la surveillance du flux et début d'insertion des barres de commande;
- c) Indication du fonctionnement correct et du fonctionnement incorrect des systèmes de contrôle-commande du réacteur en régime d'exploitation normal;
- d) Évaluation des trois principales fonctions de sûreté: mise à l'arrêt du réacteur, refroidissement du combustible et maintien du confinement des radionucléides, avec indication du fonctionnement correct des systèmes de protection et de sûreté du réacteur et de leur défaillance;

- e) Mesures à prendre par les opérateurs;
- f) Évaluations de la fréquence ou de la probabilité lors de l'analyse de la séquence d'événements;
- g) Exemples de conditions d'arrêt de l'analyse: un état stable est atteint (pas d'exposition ni de rejet); la probabilité qu'une séquence d'événements se produise devient si faible que la poursuite de l'analyse n'est pas justifiée; tous les niveaux de défense contre l'événement initiateur sont dépassés et la séquence d'événements entraîne une forte exposition du personnel ou le rejet de matières radioactives.

I-110. Des règles ou des conventions devraient être établies pour déterminer la réponse des systèmes du réacteur; elles devraient viser les aspects suivants:

- a) Effet de défaillances uniques, aléatoires;
- b) Homologation (ou absence d'homologation) des systèmes dans des conditions accidentelles;
- c) Systèmes de sûreté et de protection, y compris leur fiabilité en termes quantitatifs;
- d) Systèmes d'appui, comme l'alimentation électrique normale ou de secours et l'eau de refroidissement;
- e) Paramètres d'arrêts d'urgence redondants;
- f) Actions de systèmes indépendants;
- g) Intervention de l'opérateur (par exemple temps de réponse, affichage des informations sur une console);
- h) Exécution d'évaluations de la fréquence ou de la probabilité pour déterminer la réponse des systèmes, la mesure dans laquelle ces évaluations seront utilisées et les méthodes à employer (y compris la validation).

I-112.\* Il faudrait établir des règles ou des conventions pour déterminer les séquences d'événements qui sont hors dimensionnement et ne doivent donc pas être étudiées plus avant. Ces règles pourraient reposer sur les éléments suivants:

- a) Arguments qualitatifs justifiant l'exclusion d'événements qui ne peuvent pas se produire ou d'événements jugés non crédibles pour le réacteur à l'étude;
- b) Homologation de l'installation ou des systèmes du réacteur pour leur résistance aux effets de l'événement;
- c) Arguments quantitatifs de fréquence ou de probabilité.

---

\* Erreur de numérotation dans l'original.

II-113. Les effets de défaillances induites (par exemple effets de cause commune ou effets croisés) et des erreurs humaines doivent être pris en compte, notamment:

- a) Analyses des causes précises de défaillances induites ou d'une erreur humaine;
- b) Évaluation de l'effet de l'erreur humaine sur le déclenchement d'un accident ou sur l'évolution défavorable des séquences d'événements;
- c) Évaluation de la validité de toute hypothèse ou règle concernant la réponse des systèmes du réacteur pendant les séquences d'événements.

I-114. La fréquence ou la probabilité des séquences d'événements peut être évaluée; cela permettrait de déterminer les séquences qui devraient être exclues du dimensionnement ou d'évaluer le risque relatif de diverses séquences. Cette évaluation devrait inclure les éléments suivants:

- a) Fréquence connue ou estimée de l'événement initiateur, comme la perte d'alimentation électrique, la défaillance d'une pompe ou la rupture d'une tuyauterie;
- b) Méthodes d'estimation de la probabilité de défaillance de chacun des différents systèmes ou auxiliaires de sûreté;
- c) Règles concernant la subdivision des séquences d'événements pour éviter (ou intégrer) une subdivision arbitraire au niveau des systèmes, de même qu'une subdivision arbitraire des événements initiateurs (par exemple un ensemble de ruptures de tuyauterie similaires plutôt que l'événement générique, ou une particularité météorologique) pouvant entraîner de nombreuses séquences d'événements similaires et pouvant avoir une faible probabilité cumulée;
- d) Conventions établies pour déterminer la probabilité de séquences d'événements, compte tenu des effets d'une défaillance induite. Par exemple, la probabilité de la perte d'une fonction de sûreté peut être calculée comme le produit de la probabilité de défaillance des systèmes auxiliaires et de la probabilité cumulée d'événements initiateurs similaires si ces systèmes et événements sont indépendants.

I-115. Il faudrait choisir dans chaque catégorie d'événements des séquences d'événements limitatifs afin de restreindre le nombre d'événements à étudier par les méthodes d'analyse des transitoires du cœur. Il faudrait prendre en compte les éléments suivants:

- a) Hypothèses prudentes formulées lors du classement des événements afin d'avoir une marge de sûreté (par exemple fixer des tolérances et ne pas compter entièrement sur l'effet modérateur des systèmes ou sur l'intervention des

opérateurs) ou afin de s'assurer que toutes les séquences d'événements d'une même catégorie ont été prises en compte, en commençant par tous les états du domaine d'exploitation autorisé;

- b) Méthodes utilisées pour choisir, dans un groupe d'événements, les séquences limitatives représentatives de l'ensemble, et pas seulement une partie des séquences, y compris celles dont les conséquences sont les plus graves.

### **Méthodes d'évaluation des événements externes et des événements internes particuliers**

I-116. Il faudrait présenter dans le chapitre pertinent du RS les méthodes d'analyse employées pour évaluer les événements externes et internes particuliers, tels que les séismes, les tornades ou une rupture soudaine et catastrophique des composants sous pression du réacteur ou des équipements internes du réacteur. Il se peut que la modélisation des effets de ces événements soit difficile ou que les analyses soient hautement spéculatives. Des indications supplémentaires sur la protection contre ces événements figurent dans les chapitres A.2 et A.3 de l'appendice.

I-117. En général, l'homologation de la conception est une pratique acceptée aux fins de la protection contre les événements externes, une fois que le site a été choisi (c'est-à-dire lorsque le site ne présente pas de risques contre lesquels il n'existe pas de protection adéquate). La méthode visant à établir les bases de conception pour des phénomènes externes particuliers peut être résumée comme suit:

- a) Évaluer pour chaque phénomène l'éventualité qu'un événement se produise sur le site du réacteur. Si une telle éventualité existe, évaluer les données historiques en vue de déterminer à la fois l'intensité et la fréquence du phénomène;
- b) Déterminer les paramètres physiques pertinents liés aux différents degrés de gravité de chaque phénomène externe;
- c) Établir le rapport entre la gravité du phénomène et sa fréquence, ou élaborer un modèle correspondant au phénomène dans la zone du site;
- d) Fixer une fréquence de référence particulière (souvent de l'ordre de  $10^{-3}$  par an) pour laquelle on prévoit un système de protection destiné à préserver les structures, systèmes et équipements essentiels pour la sûreté;
- e) Évaluer pour le phénomène des paramètres de dimensionnement correspondant à la fréquence de référence.

I-118. L'homologation de la conception peut empêcher une défaillance des composants sous pression. Dans ce cas, le chapitre pertinent du RS devrait présenter les normes de conception et de construction appliquées (par exemple les codes et les pratiques d'ingénierie acceptables) pour empêcher que des défaillances structurelles

ne se produisent et préserver les fonctions de sûreté requises. On peut inclure un renvoi aux chapitres correspondants du RS (voir chapitres A.2 et A.3 de l'appendice).

### *Évaluations qualitatives*

I-119. Il faudrait tenir compte des conditions dans lesquelles les évaluations qualitatives sont utilisées dans l'analyse de la sûreté pour des séquences d'événements particulières, par exemple:

- a) Analyse des séquences de défaillances qui ne sont pas limitatives (par exemple des séquences limitées par d'autres événements initiateurs);
- b) Justification de mesures de conception pour empêcher certaines séquences de défaillances ou pour démontrer que les événements ne sont pas jugés crédibles;
- c) Justification de mesures administratives visant à réduire la probabilité de défaillances.

I-120. Les arguments qualitatifs de ce genre devraient être employés avec prudence et l'organisme de réglementation devrait être consulté au sujet de leur acceptabilité.

### **Critères d'acceptation**

I-121. Les résultats importants de l'analyse de la sûreté doivent être comparés aux critères d'acceptation (voir les paragraphes 217–219).

I-122. Le RS devrait présenter non seulement les critères d'acceptation pertinents pour l'analyse de la sûreté, mais aussi les résultats des comparaisons mentionnées au paragraphe I-121.

## Annexe II

### EXEMPLES DE PARAMÈTRES D'ENTRÉE ET DE CONDITIONS INITIALES

II-101. Les paramètres d'entrée et les conditions initiales suivants, par exemple, devraient être définis dans l'analyse de la sûreté:

- Coefficient de température du modérateur (et du caloporteur)
- Coefficient de vide du modérateur
- Coefficient de température du combustible
- Durée de vie réelle des neutrons instantanés
- Fraction(s) de neutrons retardés
- Flux thermique moyen
- Flux thermique maximal
- Rapport minimal d'ébullition critique
- Rapport minimal de flux thermique critique
- Marge par rapport à l'ébullition nucléée
- Marge par rapport à l'instabilité d'écoulement
- Répartition axiale de la puissance
- Répartition radiale de la puissance
- Facteur de canal chaud
- Débit du caloporteur du cœur
- Température du caloporteur à l'entrée et à la sortie du cœur
- Pression du caloporteur à l'entrée et à la sortie du cœur
- Température du caloporteur à la sortie du canal chaud
- Température maximale au centre du combustible
- Température de la gaine du combustible
- Quantité de caloporteur dans le circuit primaire
- Niveau du caloporteur dans la cuve ou le réservoir du réacteur
- Niveau du caloporteur dans les composants  
(par exemple le réservoir de désactivation)
- Débit massique et température de l'échangeur de chaleur
- Taux de combustion du combustible (au déchargement, rapport entre les taux de combustion maximal et moyen)
- Valeurs des barres de commande (différentielle et totale, marge d'arrêt)
- Taux d'insertion de réactivité pendant une situation d'urgence.

### Annexe III

#### EXEMPLES D'ÉLÉMENTS À PRENDRE EN COMPTE DANS LE DESCRIPTIF DU RÉACTEUR

III-101. *Description*: Une présentation succincte des éléments suivants devrait être fournie au sujet du réacteur:

- a) Fonction du réacteur (source neutronique, installation d'irradiation, essai de matériaux);
- b) Type de réacteur (piscine, réservoir, etc.):
  - Type de combustible;
  - Modérateur;
  - Réflecteur;
  - Configurations du cœur (éléments combustibles, éléments réflecteurs, mécanismes de contrôle de la réactivité);
  - Mécanismes de contrôle de la réactivité pour réguler la puissance (barres de commande ou de compensation);
  - Mécanismes de contrôle de la réactivité pour la mise à l'arrêt (barres de sûreté);
- c) Caloporteur;
- d) Conception mécanique du réacteur:
  - Cuve du réacteur, piscine du réacteur;
  - Structures de support du cœur;
  - Margelle du réacteur;
  - Canaux à faisceaux, dispositifs pour essais dans le cœur;
  - Dispositifs pour circulation naturelle (clapets de convection naturelle, etc.);
- e) Blindage;
- f) Tableau récapitulatif des principales caractéristiques de conception et de performance:
  - Puissance nominale;
  - Flux neutronique;
  - Débit du caloporteur dans le cœur;
  - Températures d'entrée dans le cœur/de sortie du cœur;
  - Puissance volumique.

III-102. *Structures du réacteur*: Une description détaillée des éléments suivants est requise:

- a) Piscine/cuve du réacteur;
- b) Structure supportant le cœur, grille;

- c) Margelle du réacteur;
- d) Réflecteur;
- e) Blindage (y compris blindage mobile pour canaux à faisceaux);
- f) Structures supportant l'instrumentation du cœur;
- g) Canaux à faisceaux;
- h) Dispositifs pour essais dans le cœur;
- i) Dispositifs pour circulation naturelle.

La description doit inclure les matériaux et les dimensions et être étayée par des schémas. Il faut examiner les effets de la corrosion, de la fatigue, des doses neutroniques, etc. sur la durée de vie des composants mécaniques liés à la sûreté.

III-103. *Système de contrôle de la réactivité, système d'arrêt du réacteur*: La fonction de la conception mécanique et électrique doit être décrite. La description doit inclure les matériaux et les dimensions et être étayée par des schémas. Il faudrait présenter les mécanismes de contrôle de la réactivité et leur instrumentation, comme celle indiquant leur position ou leur état (couplé/découplé), ainsi que leur temps d'insertion et leur verrouillage. Il faut examiner également les effets de la corrosion, de la fatigue, des doses neutroniques, etc. sur la durée de vie des composants mécaniques et électriques. Il faudrait présenter les paramètres de conception liés à la sûreté, comme la vitesse des barres de commande, le temps d'insertion des barres de commande et le retrait maximal des barres.

Il faudrait indiquer les mesures permettant d'éviter l'éjection des barres de commande ou d'arrêt.

III-104. *Éléments combustibles*: Le combustible utilisé doit être spécifié, notamment le degré d'enrichissement de l'uranium et le type de combustible (alliage, oxyde, aluminure, carbure). La description des éléments combustibles doit être étayée par des schémas et leurs principales caractéristiques devraient être présentées comme suit:

- a) Épaisseur du gainage;
- b) Longueur de la zone active;
- c) Largeur du canal de refroidissement;
- d) Nombre de plaques/d'aiguilles combustibles;
- e) Matériau de gainage;
- f) Chargement de l'uranium.

Des données d'expérience concernant le combustible utilisé devraient être présentées.

Si l'on utilise des éléments combustibles de contrôle possédant des canaux pour le mouvement des lames absorbantes ou des crayons absorbants, ces éléments doivent être décrits.

III-105. *Mécanismes de contrôle de la réactivité*: Ces mécanismes doivent être décrits en indiquant les principales dimensions, le matériau absorbant utilisé, ainsi que des données sur l'expérience concernant ces mécanismes ou des mécanismes similaires. La description devrait être étayée par des schémas.

## Annexe IV

### **SOURCES DE MATIÈRES RADIOACTIVES OU CHAMPS DE RAYONNEMENTS CARACTÉRISTIQUES D'UN RÉACTEUR DE RECHERCHE**

IV-101. Exemples de sources ou de champs de rayonnements pouvant exister dans un réacteur de recherche:

- Produits de fission dans le cœur du réacteur;
- Entreposage du combustible usé;
- Concentration de produits de fission et de produits d'activation et de corrosion dans la piscine ou dans le circuit primaire;
- Équipements, systèmes et tuyauteries contenant des sources d'activation;
- Déchets solides et liquides et installations de gestion des déchets et fuites ou déversements provenant de ces installations;
- Matières radioactives gazeuses provenant de la piscine, du système de refroidissement, du circuit de gaz de couverture, du réflecteur ou de dispositifs expérimentaux connectés aux systèmes de ventilation; toute fuite de ces systèmes;
- Matières radioactives en suspension dans l'air dans des zones normalement occupées par du personnel;
- Dispositifs expérimentaux pouvant produire des matières radioactives activées ou autres, ou installations d'entreposage et de manutention de ces matières, notamment installations d'activation/d'irradiation d'échantillons, expérimentations dans le cœur et cellules chaudes;
- Matières irradiées dans le réacteur;
- Sources de neutrons de démarrage.

## DÉFINITIONS

*Les définitions données dans le présent guide sont destinées principalement à être employées dans les documents de l'AIEA relatifs à la sûreté des réacteurs de recherche et ne sont pas nécessairement conformes à celles qui ont été adoptées ailleurs à une autre fin. Dans tous les cas, elles sont identiques aux définitions utilisées dans les Normes de sûreté nucléaire de l'AIEA (NUSS) pour les réacteurs nucléaires de puissance ou tout au moins compatibles avec ces définitions.*

### **Accident de dimensionnement**

Conditions accidentelles en fonction desquelles le réacteur de recherche est conçu conformément à des critères de conception préétablis.

### **Action protectrice**

Action du **système de protection** destinée à déclencher des dispositifs actionneurs de sûreté particuliers, comme ceux du **système d'arrêt**.

### **Assurance de la qualité**

Ensemble des opérations prévues et systématiques qui sont nécessaires pour assurer, avec un niveau de confiance convenable, qu'un élément ou un service satisfera à des exigences de qualité données.

### **Autorisation**

Délivrance d'une permission écrite d'exécuter des activités déterminées.

### **Choix du site** (voir la note 10)

Processus de sélection d'un site adéquat pour une installation dotée d'un réacteur nucléaire de recherche, y compris l'estimation et la définition appropriées des bases de calcul correspondantes.

### **Conditions accidentelles**

Conditions différentes des conditions de fonctionnement, lors desquelles les rejets de matières radioactives sont maintenus dans des limites acceptables par des

caractéristiques de conception appropriées. Ces conditions ne comprennent pas les accidents graves<sup>9</sup>.

## **Conditions de fonctionnement**

Conditions définies dans **Exploitation normale** et dans **Incidents de fonctionnement prévus**.

## **Construction**<sup>10</sup>

Ensemble des opérations de fabrication et d'assemblage des composants d'une installation dotée d'un réacteur nucléaire de recherche, d'exécution des ouvrages, de génie civil et des structures, de mise en place des composants et des équipements, et d'exécution des essais correspondants (en dehors des essais de mise en service).

## **Déclassement**<sup>10</sup>

Ensemble des opérations au terme desquelles un réacteur est définitivement retiré du service.

## **Demandeur**

Organisme qui demande officiellement une autorisation pour exécuter des activités déterminées en rapport avec le choix du site, la conception et la construction, la mise en service, l'utilisation et la modification, et le déclassement d'une installation.

---

<sup>9</sup> Les accidents graves sont des accidents qui dépassent les limites des **conditions accidentelles**; il s'agit d'une notion qui est utilisée uniquement pour les réacteurs nucléaires de puissance.

<sup>10</sup> Les termes choix du site, conception, construction, mise en service, exploitation, modification et déclassement servent à définir les principales étapes du processus de délivrance des autorisations pour le réacteur de recherche (voir le paragraphe 309 du n° 35-S1 de la collection Sécurité). Plusieurs étapes peuvent co-exister, par exemple construction et mise en service ou encore mise en service et exploitation.

## **Direction du réacteur**

Membres de l'organisme exploitant qui ont été investis des responsabilités et de l'autorité nécessaires pour diriger l'exploitation de l'installation dotée du réacteur de recherche.

## **Dispositifs de sauvegarde (*voir systèmes de sûreté*)**

### **Éléments ou systèmes liés à la sûreté**

Éléments ou systèmes importants pour la sûreté qui ne sont pas des **systèmes de sûreté**.

## **Entreposage (*voir entreposage provisoire*)**

### **Entreposage provisoire (entreposage)**

Entreposage de matières radioactives de sorte que a) l'isolement, la surveillance, la protection environnementale et le contrôle humain soient assurés et que b) des mesures ultérieures, comprenant le traitement, le transport et le stockage définitif ou le retraitement, soient prévues.

## **Expérience (*ou dispositif expérimental*)**

Dispositif mis en place dans le réacteur ou près du réacteur pour utiliser le flux de neutrons et les rayonnements ionisants du réacteur à des fins de recherche, de développement, de production d'isotopes ou à d'autres fins.

## **Exploitation<sup>10</sup>**

Ensemble des activités menées pour atteindre l'objectif pour lequel l'installation dotée du réacteur nucléaire de recherche a été construite, y compris la maintenance, le rechargement en combustible et autres activités connexes.

### **Exploitation normale**

Exploitation d'un réacteur de recherche et des **dispositifs expérimentaux** associés, dans des **limites et conditions d'exploitation** précises comprenant le démarrage, le fonctionnement en puissance, la mise à l'arrêt, l'arrêt, la maintenance, les essais et le rechargement en combustible (*voir conditions de fonctionnement*).

## **Gestion des accidents**

Ensemble de mesures prises:

- Pendant le déroulement d'une séquence d'événements, avant que l'accident de dimensionnement de l'installation ne soit dépassé;
- Pendant un accident hors dimensionnement sans dégradation du cœur;
- Après dégradation du cœur, pour ramener la centrale à un état maîtrisé et atténuer les conséquences éventuelles de l'accident.

## **Gestion des déchets (voir gestion des déchets radioactifs)**

### **Gestion des déchets radioactifs**

Ensemble des activités administratives et techniques relatives aux opérations de manutention, traitement, conditionnement, transport, entreposage et stockage définitif des déchets.

### **Incidents de fonctionnement prévus**

Tous les écarts par rapport à l'exploitation normale, que l'on s'attend à voir survenir une ou plusieurs fois pendant la durée d'exploitation du réacteur et qui, grâce aux dispositions appropriées prises lors de la conception, ne causent pas de dommages significatifs aux éléments importants pour la sûreté et ne dégénèrent pas en **conditions accidentelles**.

### **Limites acceptables**

Limites acceptables pour l'organisme de réglementation.

### **Limites de sûreté**

Limites assignées à des variables de certains procédés à l'intérieur desquelles il est établi que la sûreté d'exploitation de l'installation dotée du réacteur de recherche est assurée.

### **Limites et conditions d'exploitation**

Ensemble des règles qui fixent les limites des paramètres, les possibilités fonctionnelles et les niveaux de performance du matériel et du personnel, et qui sont

approuvées par l'organisme de réglementation pour l'exploitation de l'installation dotée du réacteur de recherche dans des conditions de sûreté.

### **Marge d'arrêt**

Réactivité négative ajoutée à la réactivité requise pour maintenir le réacteur dans un état sous-critique sans limite de temps, lorsque le dispositif de contrôle le plus actif est retiré du cœur et que toutes les expériences qui peuvent être déplacées ou modifiées pendant l'exploitation sont dans leur état le plus actif.

### **Marge de sûreté**

Différence entre les **limites de sûreté** et les **limites d'exploitation**. Elle est parfois exprimée sous forme de rapport entre les valeurs de ces deux limites.

### **Mise en service**<sup>10</sup>

Ensemble des opérations qui consistent à faire fonctionner les composants et systèmes fabriqués pour un réacteur, et à vérifier qu'ils sont conformes aux hypothèses de conception et satisfont aux critères de performance; la mise en service comporte des essais tant nucléaires que non nucléaires.

### **Modification (ou modification du réacteur)**<sup>10</sup>

Changement voulu, ou élément nouveau, apporté à la configuration d'un réacteur dans le but d'en poursuivre l'exploitation; ce changement peut avoir des incidences sur la sûreté. Il peut porter sur des **systèmes de sûreté** ou sur des éléments, systèmes, procédures, documents ou conditions d'exploitation en rapport avec la sûreté.

### **Organisme exploitant**

Organisme que l'organisme de réglementation (ou le gouvernement) a autorisé à exploiter l'installation dotée du réacteur.

### **Points de consigne des systèmes de sûreté**

Seuils de déclenchement des dispositifs de protection automatiques appropriés destinés à mettre en œuvre une action permettant d'empêcher tout franchissement d'une **limite de sûreté** en cas d'**incidents de fonctionnement prévus** ou de **conditions accidentelles**.

## **Rapport de sûreté**

Document soumis par le demandeur à l'organisme de réglementation et contenant des informations sur l'installation dotée du réacteur nucléaire de recherche, sa conception, l'analyse de la sûreté et les dispositions prises pour réduire au maximum les risques pour la population, le personnel d'exploitation et l'environnement.

## **Réacteur de recherche**

Réacteur nucléaire utilisé principalement pour la production et l'utilisation de flux de neutrons et de rayonnements ionisants à des fins de recherche et pour d'autres usages<sup>11</sup>.

## **Réactivité à l'arrêt**

Quantité de réactivité dont un réacteur est sous-critique lorsque les dispositifs de contrôle apportent une réactivité négative maximale.

## **Site**

Zone du bâtiment du réacteur délimitée physiquement et sous contrôle effectif de la **direction du réacteur**.

## **Source froide ultime**

Atmosphère ou masse d'eau, ou combinaison des deux, où la chaleur résiduelle est évacuée.

## **Stockage définitif**

Mise en place de déchets dans un dépôt, ou un site donné, sans intention de les récupérer.

---

<sup>11</sup> Dans la présente publication, l'expression **réacteur de recherche** englobe également les installations expérimentales associées et les assemblages critiques.

## **Sûreté (ou sûreté nucléaire)**

Obtention de conditions d'exploitation correctes, prévention des accidents ou atténuation de leurs conséquences, avec pour résultat la protection du personnel affecté au site, de la population et de l'environnement contre des risques radiologiques inacceptables.

### **Système d'arrêt**

Système nécessaire pour mettre le réacteur à l'arrêt par réduction rapide de la réactivité, soit manuellement soit après réception d'un signal provenant du système de protection.

### **Système de protection**

Système qui comprend tous les dispositifs et circuits électriques et mécaniques, depuis les capteurs jusqu'aux bornes d'entrée des dispositifs actionneurs, intervenant dans la production des signaux associés à la fonction de protection (*voir aussi* système d'arrêt).

### **Systèmes de sûreté<sup>12</sup>**

Systèmes importants pour la sûreté, installés pour garantir l'arrêt sûr du réacteur ou l'évacuation de la chaleur du cœur, ou pour limiter les conséquences des incidents de fonctionnement prévus et des conditions accidentelles.

### **Titulaire d'autorisation**

Détenteur d'une autorisation délivrée par l'organisme de réglementation pour mener des activités précises liées à l'installation dotée du réacteur nucléaire de recherche. Le demandeur devient titulaire une fois qu'il a reçu l'autorisation délivrée par l'organisme de réglementation.

---

<sup>12</sup> Les fonctions des **systèmes de sûreté** sont déclenchées après réception d'un signal provenant du système de protection ou manuellement. Certains éléments des **systèmes de sûreté** sont souvent appelés « sauvegardes », en particulier dans le contexte du refroidissement de secours et du confinement.

## **Utilisation (ou utilisation du réacteur)<sup>10</sup>**

Utilisation du réacteur ou des **expériences** ou **dispositifs expérimentaux** lors de l'exploitation du réacteur.

## PERSONNES AYANT COLLABORÉ À LA RÉDACTION ET À L'EXAMEN DU TEXTE

Abou Yehia, H. (5)	CEA, Centre d'études nucléaires de Fontenay-aux-Roses (France)
Adams, A. (4, 6)	Commission de la réglementation nucléaire (États-Unis d'Amérique)
Adler, B. (5)	Staatliches Amt für Atomsicherheit und Strahlenschutz (Allemagne)
Alcalá-Ruiz, F. (2–6) <i>(Secrétaire scientifique)</i>	Agence internationale de l'énergie atomique
Arkhangel'skij, N.V. (4, 5)	Comité d'État pour l'utilisation de l'énergie atomique (Union des Républiques socialistes soviétiques)
Blombach, J. (3, 5)	Interatom GmbH (Allemagne)
Byszewski, W. (1, 2, 4, 5)	Laboratoire central des rayonnements (Pologne), Agence internationale de l'énergie atomique, (jusqu'en mars 1988)
Cairns, R. (5)	Organisation australienne pour la science et la technologie nucléaires (Australie)
Chrysochoides, N. (1–5) <i>(Secrétaire scientifique)</i>	Université d'Athènes, AGSA (Grèce), Agence internationale de l'énergie atomique, (jusqu'en avril 1988)
Cox, R. (3, 4)	UKAEA, Direction de la sûreté et de la fiabilité (Royaume-Uni)
De Oliveira Neto, J.M. (3, 5)	Université de São Paulo (Brésil)
Dikarev, V.S. (5)	Institut I.V. Kourtchatov (Union des Républiques socialistes soviétiques)
DiMeglio, A.F. (6)	Agence internationale de l'énergie atomique
Fischer, J. (6)	Agence internationale de l'énergie atomique
French, P. (1–6)	Commission de contrôle de l'énergie atomique (Canada)
Gazit, M. (5)	Centre de recherches nucléaires du Negev (Israël)
Gyimesi, Z. (5)	Institut central de recherche en physique (Hongrie)
Haack, K. (5)	Laboratoire national Risø (Danemark)

Hastowo, H. (5)	BATAN, Centre pour les réacteurs polyvalents (Indonésie)
Hmama, H. (5)	Ministère de l'énergie et des mines (Maroc)
Hrehor, M. (5)	Institut de recherche nucléaire (Tchécoslovaquie)
Kay, J.M. (5)	Comisión Nacional de Energía Atómica (Argentine)
Koonen, E. (5)	CEN/SCK (Belgique)
Krull, W. (5)	GKSS Forschungszentrum Geesthacht GmbH (Allemagne)
Lei, Y. (5)	Autorité nationale de sûreté nucléaire (Chine)
Listik, E. (5)	Institut de recherche nucléaire (Tchécoslovaquie)
Matyushechkin, V. (5)	Comité d'État pour l'utilisation de l'énergie atomique (Union des Républiques socialistes soviétiques)
McAuley, S. (5)	Énergie atomique du Canada, Limitée (Canada)
Mele, I. (5)	Institut J. Stefan (Yougoslavie)
Morozov, S.I. (5)	Comité d'État pour le contrôle de la sûreté de l'électro-nucléaire (Union des Républiques socialistes soviétiques)
Mück, K. (3, 5)	Forschungszentrum Seibersdorf (Autriche)
Nedelik, A. (4, 5)	Forschungszentrum Seibersdorf (Autriche)
Paulos, G. (5)	Comité d'État pour le contrôle de la sûreté de l'électronucléaire (Union des Républiques socialistes soviétiques)
Riotte, H. (1, 2)	Gesellschaft für Reaktorsicherheit (Allemagne)
Sharma, S.K. (5)	Centre de recherche atomique Bhabha (Inde)
Silny, M. (5)	Institut de recherche nucléaire (Tchécoslovaquie)
Sumita, K. (4, 5)	Université d'Osaka (Japon)
Swanenburg de Veye, R. (I, 2, 4)	Fondation néerlandaise de recherche sur l'énergie (Pays-Bas)
Torres, G. (5)	Comisión Chilena de Energía Nuclear (Chili)
Yoshino, F. (5)	Bureau de la sûreté nucléaire, Agence pour la science et la technologie (Japon)
Weightman, M.W. (5)	Service d'inspection des installations nucléaires (Royaume-Uni)
Winkler, H. (1, 2)	Institut Paul Scherrer (Suisse)

### **Réunions de consultants**

Vienne (Autriche): 17–21 novembre 1986 (1)  
1er–4 décembre 1987 (2)  
27 février–3 mars 1989 (3)  
30 septembre–4 octobre 1991 (6)

### **Réunion de groupe consultatif**

Vienne (Autriche): 11–15 septembre 1989 (4)

### **Réunion de comité technique**

Vienne (Autriche): 11–15 décembre 1989 (5)

**PROJETS DE PUBLICATIONS  
DE LA COLLECTION SÉCURITÉ  
RELATIVES À LA SÛRETÉ  
DES RÉACTEURS DE RECHERCHE**

**GUIDES DE SÛRETÉ**

Emergency Planning and Preparedness of Research Reactors, n° 35-G3  
Safety in the Commissioning of Research Reactors, n° 35-G4  
Safety in Decommissioning of Research Reactors, n° 35-GS  
(Collection Sécurité n° 74)

**PRATIQUES DE SÛRETÉ**

Operational Limits and Conditions for Research Reactors, n° 35-P1  
Safety Instrumentation for Research Reactors, n° 35-P2  
Radiation Protection Service for Research Reactors, n° 35-P3  
Maintenance and Periodic Testing for Research Reactors, n° 35-P4  
Operating Procedures for Research Reactors, n° 35-P5

**LISTE DE PUBLICATIONS DE L'AIEA  
AYANT TRAIT À LA SÛRETÉ  
DES RÉACTEURS DE RECHERCHE**

**COLLECTION SÉCURITÉ**

9	Normes fondamentales de radioprotection — Édition de 1982	1982
35	Exploitation des réacteurs de recherche et des assemblages critiques — Édition de 1985	1985
9	Radiological Surveillance of Airborne Contaminants in the Working Environment	1979
55	Plans d'intervention hors du site en cas d'accident nucléaire dans une installation	1981
57	Generic Models and Parameters for Assessing the Environmental Transfer of Radionuclides from Routine Releases: Exposures of Critical Groups	1982
67	Assessing a Value to Transboundary Radiation Exposure	1985
72	Principes relatifs à l'établissement de niveaux d'intervention pour la protection du public dans le cas d'un accident nucléaire ou d'une urgence radiologique <i>(en cours de révision)</i>	1985
73	Exercices d'intervention en cas d'urgence dans les installations nucléaires: préparation, conduite et évaluation	1985
74	Safety in Decommissioning of Research Reactors	1986
75-INSAG-3	Principes fondamentaux de sûreté pour les centrales nucléaires	1988
75-INSAG-4	Safety Culture	1991

77	Principes de limitation des rejets d'effluents radioactifs dans l'environnement	1986
81	Niveaux d'intervention dérivés pour la limitation des doses au public dans le cas d'un accident nucléaire ou d'une urgence radiologique: principes, procédures et données	1986
84	Basic Principles for Occupational Radiation Monitoring	1987
86	Techniques and Decision Making in the Assessment of Off-Site Consequences of an Accident in a Nuclear Facility	1987

### **NORMES DE SÛRETÉ**

	Code pour la sûreté des réacteurs nucléaires de recherche: Conception, n° 35-S1 1992	1992
	Code pour la sûreté des réacteurs nucléaires de recherche: Exploitation, n° 35-S2 1992	1992

### **COLLECTION RAPPORTS TECHNIQUES**

230	Decommissioning of Nuclear Facilities: Decontamination, Disassembly and Waste Management	1983
237	Manual on Quality Assurance Programme Auditing	1984
249	Decontamination of Nuclear Facilities to Permit Operation, Inspection, Maintenance, Modification or Plant Decommissioning	1985
262	Manual on Training, Qualification and Certification of Quality Assurance Personnel	1986
267	Methodology and Technology of Decommissioning Nuclear Facilities	1986

268	Manual on Maintenance of Systems and Components Important to Safety	1986
351	Planning and Management for the Decommissioning of Research Reactors and Other Small Nuclear Facilities	1993

#### **COLLECTION TECDOC**

214	Research Reactor Renewal and Upgrading Programme	1978
233	Research Reactor Core Conversion from the Use of Highly Enriched Uranium to the Use of Low Enriched Uranium Fuels: Guidebook	1980
400	Probabilistic Safety Assessment for Research Reactors	1987
403	Siting of Research Reactors	1987
448	Analysis and Upgrade of Instrumentation and Control Systems for the Modernization of Research Reactors	1988
517	Application of Probabilistic Safety Assessment to Research Reactors	1989
636	Manual on Reliability Data Collection for Research Reactor PSA's	1992
643	Research Reactor Core Conversion Guidebook	1992

#### **COLLECTION COMPTES RENDUS**

STI/PUB/700	Source Term Evaluation for Accident Conditions	1986
STI/PUB/701	Emergency Planning and Preparedness for Nuclear Facilities	1986
STI/PUB/716	Optimization of Radiation Protection	1986