

collection sécurité

**La sûreté dans le cadre
de l'utilisation
et de la modification
des réacteurs de recherche**



PUBLICATIONS DE L'AIEA CONCERNANT LA SÛRETÉ

NORMES DE SÛRETÉ

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

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

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

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

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

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

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

AUTRES PUBLICATIONS CONCERNANT LA SÛRETÉ

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

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

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

LA SÛRETÉ DANS LE CADRE
DE L'UTILISATION ET DE LA MODIFICATION
DES RÉACTEURS DE RECHERCHE

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

AFGHANISTAN	GHANA	PANAMA
AFRIQUE DU SUD	GRECE	PARAGUAY
ALBANIE	GUATEMALA	PAYS-BAS
ALGERIE	HAITI	PEROU
ALLEMAGNE	HONGRIE	PHILIPPINES
ANGOLA	ILES MARSHALL	POLOGNE
ARABIE SAOUDITE	INDE	PORTUGAL
ARGENTINE	INDONESIE	QATAR
ARMENIE	IRAN, REP. ISLAMIQUE D'	REPUBLIQUE ARABE SYRIENNE
AUSTRALIE	IRAQ	REPUBLIQUE CENTRAFRICAINE
AUTRICHE	IRLANDE	REPUBLIQUE DEMOCRATIQUE DU CONGO
AZERBAIDJAN	ISLANDE	REPUBLIQUE DE MOLDOVA
BANGLADESH	ISRAEL	REPUBLIQUE DOMINICAINE
BELARUS	ITALIE	REPUBLIQUE TCHEQUE
BELGIQUE	JAMAHIRIYA ARABE LIBYENNE	REPUBLIQUE-UNIE DE TANZANIE
BENIN	JAMAIQUE	ROUMANIE
BOLIVIE	JAPON	ROYAUME-UNI
BOSNIE-HERZEGOVINE	JORDANIE	DE GRANDE-BRETAGNE ET D'IRLANDE DU NORD
BOTSWANA	KAZAKHSTAN	SAINT-SIEGE
BRESIL	KENYA	SENEGAL
BULGARIE	KOWEIT	SIERRA LEONE
BURKINA FASO	LETTONIE	SINGAPOUR
CAMBODGE	L'EX-REPUBLIQUE YOUGOSLAVE DE MACEDOINE	SLOVAQUIE
CAMEROUN	LIBAN	SLOVENIE
CANADA	LIBERIA	SOUDAN
CHILI	LIECHTENSTEIN	SRI LANKA
CHINE	LITUANIE	SUEDE
CHYPRE	LUXEMBOURG	SUISSE
COLOMBIE	MADAGASCAR	TADJIKISTAN
COREE, REPUBLIQUE DE	MALAISIE	THAILANDE
COSTA RICA	MALI	TUNISIE
CÔTE D'IVOIRE	MALTE	TURQUIE
CROATIE	MAROC	UKRAINE
CUBA	MAURICE	URUGUAY
DANEMARK	MEXIQUE	VENEZUELA
EGYPTE	MONACO	VIET NAM
EL SALVADOR	MONGOLIE	YEMEN
EMIRATS ARABES UNIS	MYANMAR	YOUGOSLAVIE, REPUBLIQUE FEDERALE DE
EQUATEUR	NAMIBIE	ZAMBIE
ESPAGNE	NICARAGUA	ZIMBABWE
ESTONIE	NIGER	
ETATS-UNIS D'AMERIQUE	NIGERIA	
ETHIOPIE	NORVEGE	
FEDERATION DE RUSSIE	NOUVELLE-ZELANDE	
FINLANDE	OUGANDA	
FRANCE	OUZBEKISTAN	
GABON	PAKISTAN	
GEORGIE		

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, 2005

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
Avril 2005
STI/PUB/961

COLLECTION SÉCURITÉ N° 35-G2

LA SÛRETÉ DANS LE CADRE
DE L'UTILISATION ET
DE LA MODIFICATION
DES RÉACTEURS DE RECHERCHE

AGENCE INTERNATIONALE DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE
VIENNE, 2005

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

LA SÛRETÉ DANS LE CADRE
DE L'UTILISATION ET
DE LA MODIFICATION
DES RÉACTEURS DE RECHERCHE
AIEA, VIENNE, 2005
STI/PUB/961
ISBN 92-0-203505-9
ISSN 0538-4818

AVANT-PROPOS

Le premier réacteur nucléaire de recherche a divergé le 2 décembre 1942. Aujourd'hui, on compte plus de 300 réacteurs de recherche en service dans une soixantaine d'États Membres de l'AIEA. Depuis 50 ans, on s'emploie à privilégier la sûreté nucléaire au stade de leur conception et de leur exploitation.

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 de l'environnement. 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, l'Agence n'a pas cessé de s'intéresser à ce sujet. En 1971 a été publié le n° 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 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 prescriptions et les principes fondamentaux de sûreté pour les réacteurs de recherche et les assemblages critiques ont été regroupés dans deux codes de sûreté portant sur la conception (pour la première fois) et sur l'exploitation (nos 35-S1 et 35-S2 de la Collection Sécurité, catégorie Normes de sûreté). Ces codes, qui remplacent l'édition de 1985 du n° 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 publications de la catégorie Normes de sûreté, le programme sur la sûreté des réacteurs de recherche en comprend d'autres des catégories Guides de sûreté et Pratiques de sûreté qui fournissent des indications détaillées sur la sûreté dans plusieurs domaines comme la mise en service, l'utilisation, l'analyse et l'évaluation de la sûreté, la radioprotection et les procédures de conduite.

Le présent guide de sûreté expose des principes faisant l'objet d'un consensus international, qui s'appliquent à l'utilisation et à la modification des réacteurs de recherche. Il concerne surtout les réacteurs existants, mais son utilisation est également recommandée aux établissements qui prévoient de mettre en service un nouveau réacteur.

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 MATIÈRES

1.	INTRODUCTION	1
	Informations générales (101–103)	1
	Objectif (104–105)	2
	Portée (106–110)	2
	Structure (111–115)	3
2.	ORGANISATION ET RESPONSABILITÉS	4
	Organisme de réglementation (201–206)	4
	Organisme exploitant (207–215)	6
	Directeur du réacteur (216)	7
	Directeur de projet (217–220)	7
3.	ÉVALUATION DE LA SÛRETÉ, CATÉGORISATION ET MARCHE À SUIVRE POUR L'APPROBATION	8
	Évaluation de la sûreté (301–304)	8
	Catégorisation (305–309)	9
	Projets ayant un impact majeur sur la sûreté (310)	10
	Projets ayant un impact important sur la sûreté (311–317)	10
	Projets d'une importance mineure du point de vue de la sûreté (318–322)	11
	Projets n'ayant aucun impact sur la sûreté (323–326)	12
4.	PRESCRIPTIONS DE SÛRETÉ GÉNÉRALES ET PARTICULIÈRES APPLICABLES À LA CONCEPTION	13
	Prescriptions de sûreté générales applicables à la conception (401–404) .	13
	Prescriptions de sûreté particulières applicables à la conception	13
	Réactivité (405–406)	13
	Radioprotection (407–409)	14
	Dispositifs de sûreté (410–414)	15
	Production de chaleur (415–416)	15
	Refroidissement (417)	16
	Pression (418–419)	16
	Corrosion (420–421)	16
	Compatibilité des matériaux (422)	17

	Perturbations des flux (423)	17
	Protection contre les risques externes (424)	17
	Interactions mécaniques des expériences avec le réacteur (425) ...	17
5.	PHASE ANTÉRIEURE À L'EXÉCUTION D'UN PROJET D'UTILISATION OU DE MODIFICATION	17
	Généralités (501)	17
	Lancement du projet (502–503)	18
	Définition du projet (504–505)	19
	Codes et normes de sûreté (506)	19
	Collecte de données (507–510)	19
	Examen préalable à la conception (511–512)	20
	Conception (513–522)	20
6.	PHASE D'EXÉCUTION D'UN PROJET D'UTILISATION OU DE MODIFICATION	23
	Généralités (601–604)	23
	Fabrication (605–608)	24
	Installation (609–610)	24
	Gestion (611)	24
	Questions de sûreté (612–614)	25
	Mise en service (615–621)	26
7.	PHASE POSTÉRIEURE À L'EXÉCUTION D'UN PROJET D'UTILISATION OU DE MODIFICATION	27
	Évaluation de la sûreté après exécution (701–702)	27
	Mise à jour de la documentation sur la sûreté (703–705)	28
	Surveillance spéciale (706)	28
8.	PRESCRIPTIONS CONCERNANT LA SÛRETÉ D'EXPLOITATION APPLICABLES AUX EXPÉRIENCES	28
	Radioprotection (801–804)	28
	Informations requises pour la conduite d'expériences dans de bonnes conditions de sûreté (805–807)	29
	Coopération entre les expérimentateurs et les exploitants (808–809)	30
	Modifications des conditions opératoires dans le cadre d'expériences (810)	31

Responsabilité de la conduite d'expériences dans de bonnes conditions de sûreté (811–814)	31
9. CONSIDÉRATIONS RELATIVES À LA SÛRETÉ DANS LE CADRE DE LA MANUTENTION, DU DÉMANTÈLEMENT, DE L'EXAMEN APRÈS IRRADIATION ET DU STOCKAGE DÉFINITIF DES DISPOSITIFS EXPÉRIMENTAUX	32
Prescriptions générales (901–908)	32
Prescriptions particulières	33
Entreposage (909)	33
Formation (910–911)	33
10. QUESTIONS RELATIVES À LA SÛRETÉ DES INSTALLATIONS HORS DU RÉACTEUR (1001)	34
11. ASSURANCE DE LA QUALITÉ DES EXPÉRIENCES ET DES MODIFICATIONS (1101–1107)	34
ANNEXE I: CRITÈRES DE CATÉGORISATION	37
ANNEXE II: JUSTIFICATION D'UN PROJET	39
DÉFINITIONS	41
PERSONNES AYANT COLLABORÉ À LA RÉDACTION ET À LA RÉVISION DU GUIDE	45
PROJETS DE PUBLICATIONS DE LA COLLECTION SÉCURITÉ RELATIVES À LA SÛRETÉ DES RÉACTEURS DE RECHERCHE	47
LISTE DE PUBLICATIONS DE L'AIEA AYANT TRAIT À LA SÛRETÉ DES RÉACTEURS DE RECHERCHE	49

BLANK

1. INTRODUCTION

INFORMATIONS GÉNÉRALES

101. Le présent guide de sûreté fait partie d'un ensemble de publications qui ont été élaborées dans le cadre du programme de recherche de l'AIEA sur la sûreté des réacteurs de recherche, lequel couvre tous les aspects importants de la sûreté des réacteurs de ce type. Cet ensemble comprend les Normes de sûreté, les Guides de sûreté et les Pratiques de sûreté qui paraissent dans la Collection Sécurité de l'AIEA. Au niveau le plus élevé, les Normes de sûreté définissent les objectifs qu'il faut atteindre et les prescriptions recommandées par l'Agence qui doivent être respectées afin de garantir une sûreté adéquate à tous les stades du cycle de vie d'un réacteur de recherche. Les Guides de sûreté et les Pratiques de sûreté, qui traitent les sujets susmentionnés, formulent des recommandations sur la manière de se conformer aux prescriptions définies dans les Normes de sûreté, donnent des indications et présentent les pratiques internationales dans les domaines touchant à la sûreté des réacteurs de recherche. Un guide de sûreté peut aussi formuler des prescriptions plus spécifiques en rapport avec celles qui figurent dans les Normes de sûreté auxquelles il fait référence. On trouvera à la fin du présent guide une liste des publications relatives à la sûreté des réacteurs de recherche.

102. En raison des caractéristiques propres aux réacteurs de recherche, une place particulière a été faite aux questions de sûreté touchant la conception et l'exploitation, lesquelles ont été incorporées dans deux Normes de sûreté: les codes pour la sûreté des réacteurs de recherche concernant la conception et l'exploitation (n^{os} 35-S1 et 35-S2 de la Collection Sécurité). Parmi ces caractéristiques figurent la grande variété des modèles, la diversité des puissances, les utilisations et les modes d'exploitation différents, les particularités dans le choix des sites et les différences entre les organismes exploitants. Ces caractéristiques nécessitent de la souplesse dans la réalisation des objectifs et des prescriptions fondamentales lorsque l'on traite certains sujets précis comme l'utilisation et la modification des réacteurs de recherche. Le présent guide de sûreté tient compte de ces conditions particulières.

103. Les organismes chargés d'assurer la sûreté des réacteurs de recherche et la protection du public, du personnel affecté au site et de l'environnement ont un certain nombre de responsabilités interdépendantes. Les plus importantes concernent l'analyse de sûreté et l'élaboration et l'évaluation de documents relatifs à la sûreté pendant le processus d'autorisation ou à d'autres occasions particulières, comme au cours de l'utilisation et de travaux de modification du réacteur. Les informations sur l'analyse de sûreté et les documents qui s'y rapportent ont été incorporés dans le Guide de sûreté intitulé «Safety Assessment of Research Reactors and Preparation of

the Safety Analysis Report» (n° 35-G1 de la Collection Sécurité), dont il a été tenu compte pour l'élaboration du présent guide. Ce dernier couvre par ailleurs d'autres aspects des expériences et des modifications, tels que la mise en service et les dispositions en matière de radioprotection, lesquels sont examinés plus en détail dans d'autres publications de la collection susmentionnée.

OBJECTIF

104. La présente publication a pour objet de fournir des indications pratiques sur les questions de sûreté liées à l'utilisation et à la modification de réacteurs de recherche de sorte que les projets envisagés puissent être exécutés sans faire courir de risques indus au personnel, aux membres du public, à l'environnement ou au réacteur lui-même. Elle précise les concepts généraux qui ont été présentés dans d'autres publications de l'AIEA sur la sûreté des réacteurs de recherche, comme les n^{os} 35-S1 (paragraphe 535 à 538), 35-S2 (paragraphe 1201 à 1210 et 1301 à 1305) et 35-G1 (paragraphe A1102 à A1105) de la Collection Sécurité et devrait être lue en association avec elles.

105. Le présent guide devrait servir aux organismes exploitants, au personnel de radioprotection et aux expérimentateurs, aux responsables de la réglementation et aux autres personnes qui s'occupent de projets de ce genre. Il fournit des indications uniquement sur les incidences que l'utilisation et la modification des réacteurs de recherche ont sur la sûreté. Il ne traite pas des moyens de renforcer l'efficacité ou l'efficience de l'exploitation de ces réacteurs. Si l'on a décidé de traiter dans un seul et même ouvrage l'exploitation, l'utilisation et la modification, c'est par souci de réduire le volume de travail et d'éviter les doubles emplois, car les projets d'expérimentation et de modification appliquent pour la plupart les mêmes méthodes dans des domaines communs comme la catégorisation, l'examen et l'évaluation de la sûreté, l'exécution des projets et la mise en service.

PORTÉE

106. Les prescriptions et les recommandations énoncées dans la présente publication s'appliquent à l'utilisation des réacteurs de recherche et à toutes les modifications qui leur sont apportées. Pour certains dispositifs expérimentaux très sophistiqués, d'autres prescriptions peuvent être nécessaires. Le présent guide n'évoque pas les expériences menées dans des prototypes de réacteurs de puissance, ni celles conduites dans des centrales nucléaires en service ou déclassées.

107. Dans le contexte du présent guide, on entend par modification d'un réacteur de recherche un changement voulu ou un élément nouveau introduit dans le réacteur ou les installations expérimentales existantes, qui pourrait avoir des incidences sur la sûreté. Cette notion couvre aussi les mesures visant à la mise en conformité ou à la modernisation ainsi que des modifications apportées pour d'autres raisons. Ces changements peuvent porter sur des systèmes de sûreté ou sur des éléments, systèmes, procédures, documents ou conditions d'exploitation liés à la sûreté.

108. Dans le contexte du présent guide, on entend par utilisation d'un réacteur de recherche le fait de se servir d'un réacteur ou de recourir à une expérience ou à un dispositif expérimental pendant l'exploitation du réacteur. L'expérience ou le dispositif expérimental peut se situer dans le cœur ou le réflecteur du réacteur, dans son système de protection ou dans les installations reliées au réacteur, mais aussi à l'extérieur du bouclier biologique ou de l'enceinte de confinement.

109. Les prescriptions concernant l'utilisation ou les modifications proposées (c'est-à-dire le projet d'expérimentation ou de modification) dépendent du type de réacteur et de l'importance de l'activité envisagée. Dans tous les cas, cependant, l'élaboration et l'exécution d'un projet doivent suivre l'enchaînement logique exposé dans le présent guide. S'agissant de projets de moindre importance, les différentes étapes peuvent être très simples, voire insignifiantes, mais aucune ne devrait être omise.

110. Dans le cas de modifications ne concernant que des documents, les prescriptions énoncées dans la section 6 de la présente publication ne s'appliquent pas entièrement. Il faudrait alors tenir compte des indications supplémentaires données dans le n° 35-GI de la Collection Sécurité.

STRUCTURE

111. Le présent guide comprend onze sections et deux annexes. Dans la plupart des sections, les questions de sûreté concernant l'utilisation et la modification d'un réacteur de recherche sont traitées ensemble. Les sections 8 et 10 portent uniquement sur les expériences.

112. La section 2 donne des indications sur l'organisation et les responsabilités relatives au contrôle de l'utilisation et de la modification d'un réacteur de recherche qui visent à maintenir un niveau de sûreté adéquat. L'accent est mis sur la nécessité de procéder à un examen précoce des incidences de ces projets en vue de les

catégoriser¹. La catégorisation fournit une base qui permet de choisir la marche à suivre pour l'examen et l'approbation; la section 3 donne des indications à ce sujet.

113. La section 4, qui devrait être lue en association avec le n° 35-S1 de la Collection Sécurité, contient des informations sur les prescriptions générales et particulières applicables à la conception.

114. Les sections 5, 6 et 7 donnent des indications sur les diverses activités à envisager aux différents stades d'un projet type. La section 8 énonce les prescriptions supplémentaires concernant la sûreté d'exploitation applicables aux expériences, et la section 9 donne des conseils pour la manutention, le démantèlement, l'examen après irradiation et le stockage définitif des dispositifs expérimentaux.

115. La section 10 indique comment assurer la sûreté des installations hors du réacteur. La section 11 donne des indications spécifiques sur les prescriptions en matière d'assurance de la qualité (AQ) des expériences et des modifications.

2. ORGANISATION ET RESPONSABILITÉS

ORGANISME DE RÉGLEMENTATION

201. Quand on veut construire et exploiter un réacteur de recherche, il faut donner à la population vivant aux alentours du site où il est appelé à fonctionner une assurance suffisante que l'installation sera sûre. Cela suppose que le gouvernement de l'État dans lequel le réacteur sera situé fasse en sorte qu'il existe des bases juridiques et réglementaires adéquates pour contrôler la sûreté du projet. Ces dispositions doivent comprendre la création d'un système d'assurance de la sûreté². Les prescriptions générales relatives au contrôle réglementaire sont énoncées aux paragraphes 301 à 307 et 301 à 303 des publications n°s 35-S1 et 35-S2 de la Collection Sécurité, respectivement.

¹ Catégoriser un projet consiste à le classer en fonction de ses incidences sur la sûreté. La catégorisation est présentée aux paragraphes 305 à 309. Les prescriptions et les pratiques recommandées pour les différentes catégories envisagées sont examinées aux paragraphes 310 à 326.

² Le Code de l'AIEA pour la sûreté des centrales nucléaires (n° 50-C-G (Rev. 1) de la Collection Sécurité) contient des orientations pour la mise au point d'un tel système d'assurance de la sûreté, lesquelles peuvent être adoptées pour les réacteurs de recherche.

202. Il faut créer un organisme de réglementation qui soit effectivement indépendant de l'organisme exploitant. Toutefois, lorsqu'un État Membre a un programme nucléaire relativement restreint, l'organisme de réglementation peut, à titre exceptionnel, inclure des membres de l'organisme exploitant. Même en pareil cas, il doit être indépendant de la direction de l'installation dotée du réacteur de recherche, et des experts venant d'autres établissements devraient en faire partie.

203. Quelle que soit la composition de l'organisme de réglementation, il doit y avoir, au sein de l'organisme exploitant, un organe indépendant d'examen et d'approbation, comme un comité de sûreté, qui soit capable de porter un jugement sur l'adéquation de la sûreté des installations et qui puisse approuver les mesures proposées par le directeur du réacteur. Pour que cette prescription soit respectée, l'organisme de réglementation doit en faire une condition préalable à l'approbation initiale de la construction et de l'exploitation de l'installation dotée d'un réacteur de recherche.

204. Comme il est prévu aux alinéas g) et h) du paragraphe 302 du n° 35-S2 de la Collection Sécurité, l'organisme de réglementation doit aussi s'assurer, avant de donner son approbation initiale à l'exploitation du réacteur, que l'organisme exploitant applique les dispositions appropriées qui ont été convenues pour contrôler les projets d'utilisation et de modification de différentes catégories en fonction de leur importance pour la sûreté.

205. L'organisme de réglementation doit donc faire en sorte que ces dispositions couvrent de manière satisfaisante les points suivants qui sont considérés comme un minimum:

- a) l'évaluation initiale de la modification;
- b) les critères de catégorisation;
- c) les prescriptions relatives à la documentation sur la sûreté pour chaque catégorie;
- d) les prescriptions correspondantes concernant l'examen, l'évaluation et l'approbation.

206. Les dispositions mentionnées au paragraphe 205 doivent comprendre des procédures définies par écrit afin d'assurer le respect des prescriptions réglementaires. Suivant l'importance du projet pour la sûreté, il peut être nécessaire d'établir une procédure d'autorisation officielle pour son approbation finale. Des indications plus détaillées sur les fonctions et les responsabilités de l'organisme de réglementation figurent aux paragraphes 214 à 216 du n° 35-G1 de la Collection Sécurité.

ORGANISME EXPLOITANT

207. Comme il est indiqué plus haut, l'organisme exploitant doit établir et appliquer des dispositions approuvées pour contrôler les projets d'utilisation et de modification avant la mise en service du réacteur.

208. Ces dispositions doivent exiger que l'organisme exploitant soit responsable de toutes les questions de sûreté pendant la mise au point et la réalisation d'une modification ou d'une expérience dans un réacteur de recherche. L'organisme exploitant peut charger d'autres établissements d'exécuter certaines tâches ou sous-traiter ces dernières, mais il ne peut pas déléguer ses responsabilités.

209. Dans le cas du stockage définitif des déchets radioactifs, par exemple, l'organisme exploitant peut confier cette activité à un organisme qui a l'autorisation requise. Toutefois, il lui incombe d'étudier les incidences d'une modification ou d'une expérience sur la gestion des déchets.

210. Il appartient donc à l'organisme exploitant de s'assurer que la modification proposée fait l'objet d'analyses de sûreté appropriées, que les critères approuvés pour la catégorisation sont appliqués, que la documentation relative à la sûreté est prise en compte et que les prescriptions correspondantes concernant l'examen et l'approbation sont respectées. Ces prescriptions peuvent prévoir notamment la nécessité d'obtenir l'approbation de l'organisme de réglementation avant d'engager ou d'établir une procédure d'autorisation officielle, comme le mentionne le paragraphe 206.

211. L'organisme exploitant peut déléguer certaines de ces fonctions à des personnes compétentes comme le directeur du réacteur ou le directeur du projet. Ce faisant, il ne délègue pas sa responsabilité en matière de sûreté.

212. L'organisme exploitant est responsable de la direction du projet. S'agissant de projets majeurs, il devrait notamment en établir les objectifs et la structure, nommer un directeur de projet, déterminer les responsabilités et allouer des ressources en quantité suffisante.

213. En particulier, c'est en définissant des objectifs appropriés pour le projet que l'organisme exploitant doit s'assurer que les précautions et les contrôles requis en matière de sûreté sont appliqués à toutes les personnes qui participent à la réalisation de la modification ou de l'expérience, ainsi qu'aux membres du public en général et à l'environnement. Ces précautions de sûreté devraient consister notamment à fournir au préalable des informations et des services de formation sur les risques radiologiques, à utiliser judicieusement des dispositifs de radioprotection et des

instruments de mesure et à procéder à des enregistrements et à des évaluations appropriés des doses de rayonnements reçues. À cet égard, il faut satisfaire aux objectifs de radioprotection énoncés aux paragraphes 202 et 203 des n^{os} 35-S1 et 35-S2 de la Collection Sécurité, lesquels renvoient aux Normes fondamentales de radioprotection de l'AIEA ainsi qu'aux recommandations de la Commission internationale de protection radiologique.³

214. L'organisme de réglementation doit en outre veiller à ce que des mesures adéquates d'assurance de la qualité soient appliquées à tous les stades de la mise au point et de la réalisation d'une modification ou d'une expérience afin de s'assurer que tous les principes et critères de sûreté qui ont été adoptés sont respectés. Il s'agit d'identifier, d'évaluer et d'approuver comme il convient les non-conformités, les modifications apportées à la conception, etc.

215. L'organisme exploitant doit veiller à ce que toutes les personnes qui participeront au projet de modification ou d'utilisation du réacteur aient la formation et les qualifications voulues, ainsi qu'une expérience de ce genre de travail. Si nécessaire, le personnel devrait aussi être formé pour connaître les incidences de ces modifications sur le fonctionnement et les caractéristiques de sûreté du réacteur. Tous les documents relatifs à ces caractéristiques, tels que le rapport d'analyse de la sûreté, les limites et conditions d'exploitation et les procédures correspondantes en matière d'exploitation, de maintenance et d'intervention d'urgence doivent être dûment et rapidement mis à jour.

DIRECTEUR DU RÉACTEUR

216. Le directeur du réacteur est directement responsable des questions relatives à la sûreté d'exploitation du réacteur. Il peut donc retarder ou refuser la réalisation d'une expérience ou d'une modification qu'il estime peu sûre, et porter la modification proposée à l'attention d'une autorité supérieure pour qu'elle l'examine plus avant.

³ Voir les Normes fondamentales de radioprotection, n^o 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). Voir également les Principes fondamentaux de sûreté pour les centrales nucléaires, n^o 5-INSAG-3 de la Collection Sécurité de l'AIEA, pour l'objectif de sûreté technique. (On trouvera à la fin du présent guide une liste de quelques publications de l'AIEA relatives à la sûreté des réacteurs de recherche.)

DIRECTEUR DE PROJET

217. Le directeur de projet est la personne chargée de réaliser les objectifs du projet: il définit ce dernier, veille au respect des critères de sûreté établis, évalue les options, et il assure, dans le détail, la gestion de la conception et de l'exécution du projet, ainsi que de la mise en service et du déclassement, le cas échéant.

218. Il lui incombe donc de déterminer l'impact du projet sur le rapport d'analyse de la sûreté existant et sur les limites et conditions d'exploitation; il s'agit de faire des propositions en matière de catégorisation et de fournir les documents relatifs à la sûreté afin que l'organisme exploitant puisse obtenir du comité de sûreté interne ou de l'organisme de réglementation les examens et les approbations nécessaires. Le directeur de projet peut prendre l'avis de spécialistes et de consultants extérieurs pour accomplir ces tâches, mais n'en garde pas moins la responsabilité générale.

219. De même, le directeur de projet doit s'assurer que les prescriptions pertinentes qui ont été approuvées par l'organisme exploitant et l'organisme de réglementation sont portées à la connaissance de tout sous-traitant qui participe à la mise au point et à la réalisation des modifications ou de l'expérience, et qu'il s'y conforme.

220. Le directeur de projet doit veiller à ce que les précautions voulues soient prises pour assurer la protection contre les risques radiologiques résultant du projet.

3. ÉVALUATION DE LA SÛRETÉ, CATÉGORISATION ET MARCHÉ À SUIVRE POUR L'APPROBATION

ÉVALUATION DE LA SÛRETÉ

301. Conformément aux prescriptions réglementaires, l'organisme exploitant doit mettre en place les conditions adéquates pour l'exploitation sûre du réacteur de recherche, notamment en établissant un rapport d'analyse de la sûreté à jour et des limites et conditions d'exploitation.

302. Les questions de sûreté liées aux modifications et aux expériences proposées pour les réacteurs de recherche doivent faire l'objet d'une analyse initiale visant à déterminer si les changements tiennent compte des contraintes réglementaires définies pour l'exploitation du réacteur, comme par exemple les limites et conditions d'exploitation approuvées.

303. Suivant les résultats de cette évaluation initiale, il peut être nécessaire d'en effectuer une autre, plus détaillée et complète puis de proposer, justifications à l'appui, les modifications qu'il faudra apporter à la documentation sur la sûreté, aux limites et conditions d'exploitation, aux procédures, etc.

304. Toutes ces modifications doivent être dûment examinées et approuvées, comme indiqué au paragraphe 206.

CATÉGORISATION

305. La méthode et les critères de catégorisation dépendront du régime réglementaire en vigueur dans le pays concerné. L'organisme national de réglementation doit veiller à ce qu'ils soient adaptés aux spécificités nationales.

306. Par exemple, dans un régime réglementaire normatif, où l'organisme de réglementation a établi en détail les fondements de l'exploitation du réacteur de recherche en approuvant des limites et des conditions d'exploitation, le critère de catégorisation peut tout simplement consister en une déclaration indiquant si la modification proposée respecte ou non ces données. S'il ressort de l'évaluation qu'elle n'est pas conforme aux prescriptions de sûreté approuvées, la proposition doit alors être soumise pour approbation à l'organisme de réglementation, quel que soit le risque qui y est associé. En revanche, s'il s'avère qu'elle est conforme aux dites prescriptions, seule une approbation locale est alors requise, comme celle du directeur du réacteur (qui peut demander l'avis du comité de sûreté local).

307. Dans le cas d'autres régimes réglementaires, les prescriptions applicables à la catégorisation peuvent être différentes. La marche à suivre pour obtenir l'autorisation et l'approbation de la modification proposée peut dépendre par exemple de l'importance que celle-ci revêt du point de vue de la sûreté. Par conséquent, après l'évaluation initiale du projet qui détermine si celui-ci risque d'entraîner un non-respect des limites et conditions d'exploitation du réacteur, il faut procéder à une évaluation plus détaillée pour définir le risque associé au projet. Ceci étant fait, on pourra classer ce dernier dans une catégorie donnée et définir ainsi la marche à suivre pour obtenir l'autorisation et l'approbation, ainsi que les conditions à observer pour entreprendre une analyse détaillée et un examen indépendant. L'annexe 1 donne des informations sur les critères adoptés pour ces systèmes de catégorisation.

308. Pour donner des indications quant aux prescriptions à appliquer pour les modifications présentant différents potentiels de risque, on a retenu la classification générale suivante:

- a) Modifications présentant un risque susceptible d'avoir un impact majeur sur la sûreté;
- b) Modifications présentant un risque susceptible d'avoir un impact important sur la sûreté;
- c) Modifications présentant un risque susceptible de n'avoir qu'un impact mineur sur la sûreté;
- d) Modifications ne présentant aucun risque et n'ayant aucun impact sur la sûreté.

309. Par potentiel de risque, on entend non seulement celui qui est imputable à l'expérience ou à la modification elle-même, mais aussi l'évolution du risque qui est due au réacteur ou aux installations connexes, une fois la modification apportée. La catégorisation repose sur le potentiel de risque plutôt que sur le risque lui-même.

Projets ayant un impact majeur sur la sûreté

310. Il faut soumettre les modification susceptibles d'avoir un impact majeur sur la sûreté à des analyses de la sûreté et aux procédures applicables à la conception, à la construction et à la mise en service, afin de s'assurer qu'elles satisfont aux mêmes prescriptions que les installations existantes, y compris à l'examen et à l'approbation de l'organisme de réglementation. Ce type de projets doit être solidement documenté dans un rapport d'analyse de la sûreté qui comportera une justification de la demande de modification et devrait être conforme aux recommandations formulées dans le guide n° 35-G1 de la Collection Sécurité et dans les sections 5, 6 et 7 du présent guide.

Projets ayant un impact important sur la sûreté

311. En ce qui concerne les propositions susceptibles d'avoir un impact important sur la sûreté mais qui n'enfreignent pas les prescriptions de sûreté approuvées, la responsabilité de leur approbation peut incomber au directeur du réacteur ou à une autorité supérieure de l'organisme exploitant. Dans les deux cas, l'approbation doit être fondée sur un examen indépendant effectué par un groupe compétent, comme le comité de sûreté. Aucune modification qui n'aurait pas été acceptée par ce comité ne devrait être apportée.

312. Des expériences et des modifications complexes nécessitant un examen spécial peuvent entrer dans cette catégorie de projets. Il incombe au directeur du projet d'établir un rapport d'analyse de la sûreté du projet.

313. Le rapport d'analyse de la sûreté établi pour le projet devrait comprendre une description exhaustive et détaillée de l'expérience ou de la modification, des travaux

de conception et de construction, des évaluations des expériences ou des opérations à effectuer, ainsi qu'une analyse des caractéristiques fonctionnelles et de l'impact radiologique de l'ensemble du système, dans les différentes conditions auxquelles celui-ci est susceptible d'être soumis, y compris des conditions accidentelles. En outre, les conséquences radiologiques d'accidents impliquant le réacteur, y compris celles d'un accident de référence, pouvant être liées à des défaillances d'installations expérimentales ou au comportement de systèmes modifiés du réacteur, doivent être réexaminées et doivent se situer dans des limites acceptables.

314. Il faudrait prendre des dispositions pour évaluer la radioexposition du personnel pendant ou après l'exécution du projet. Des mesures de réduction des expositions, fondées sur le principe ALARA, devraient être présentées pour toutes les conditions possibles (exploitation normale, incidents de fonctionnement prévus et conditions accidentelles) et des mesures d'atténuation devraient être envisagées.

315. Le rapport d'analyse de la sûreté établi pour le projet doit porter sur les responsabilités et les tâches incombant au personnel d'exploitation, au personnel chargé des expériences et aux autres personnes qui participent au projet.

316. Le rapport d'analyse de la sûreté doit comporter une liste des dispositifs de sûreté nouveaux ou modifiés qui sont connectés au réacteur. Il devrait fournir également les informations requises dans des situations d'urgence, pour évaluer un accident et prendre des mesures d'atténuation.

317. Le rapport d'analyse de la sûreté établi pour un projet doit d'abord être approuvé par le directeur du réacteur, sur le plan de la sûreté, de l'exploitation et de la compatibilité avec d'autres expériences effectuées dans le réacteur et avec les systèmes du réacteur, avant d'être envoyé pour examen au comité de sûreté ou à un groupe équivalent, ou pour information à l'organisme de réglementation.

Projets d'une importance mineure du point de vue de la sûreté

318. Nombre d'expériences et de modifications entrent dans cette catégorie, car les réacteurs de recherche sont par nature souvent utilisés pour des irradiations répétitives d'échantillons ou, après avoir été légèrement modifiés, pour des expériences en cours.

319. Le comité de sûreté, ou un groupe équivalent, et le directeur du réacteur peuvent, à la lumière du rapport d'analyse de la sûreté, établir et actualiser les critères qui permettront à ce dernier d'approuver des changements mineurs, sans les soumettre de nouveau au comité de sûreté ou au groupe équivalent. Le comité de

sûreté peut, par exemple, établir la liste des quantités adéquates de matériaux ainsi que les critères pour le conditionnement et les essais, puis revoir cette liste et ces critères, de sorte que le directeur du réacteur puisse s'y référer pour approuver les échantillons d'irradiation.

320. Lorsque des quantités importantes d'échantillons similaires sont irradiées, par exemple pour l'analyse par activation, il est, dans certains cas, souhaitable de simplifier encore davantage la procédure d'approbation, de sorte que les expérimentateurs puissent procéder aux irradiations sous la supervision du chef d'équipe du réacteur.

321. Le comité de sûreté peut aussi valider le dispositif de sûreté pour une série d'expériences à caractère général plutôt que pour une expérience particulière, le directeur du réacteur approuvant, quant à lui, chaque expérience de cette série.

322. Le comité de sûreté ou un groupe équivalent doit examiner périodiquement les comptes rendus des expériences et des modifications mineures approuvées par le directeur du réacteur, afin de s'assurer que les critères d'approbation ne font pas l'objet d'interprétations divergentes.

Projets n'ayant aucun impact sur la sûreté

323. Toutes les modifications doivent être évaluées du point de vue de leur impact sur la sûreté.

324. Il faudrait examiner attentivement une modification proposée avant d'affirmer que celle-ci n'a pas d'impact sur la sûreté. Cet examen devrait reposer sur une description de la modification et une évaluation de ses implications, et ses conclusions devraient être soumises pour approbation au directeur du réacteur.

325. Ces approbations doivent toutes être consignées dans des dossiers à conserver avec la documentation correspondante.

326. Le comité de sûreté ou un groupe équivalent doit examiner régulièrement ces dossiers pour s'assurer que les critères d'approbation ne font pas l'objet d'interprétations divergentes.

4. PRESCRIPTIONS DE SÛRETÉ GÉNÉRALES ET PARTICULIÈRES APPLICABLES À LA CONCEPTION

PRESCRIPTIONS DE SÛRETÉ GÉNÉRALES APPLICABLES À LA CONCEPTION

401. Les prescriptions générales applicables à la conception d'une expérience ou d'une modification sont les suivantes: l'expérience ou la modification est justifiée dans la mesure où elle peut remplir une fonction nécessaire; elle peut être mise en place et réalisée sans compromettre la sûreté du réacteur; dans les conditions de fonctionnement, la radioexposition du personnel sur le site et du public reste dans les limites de doses et, de plus, aussi faible que raisonnablement possible (ALARA); après le déclassement, tout matériel peut être entreposé ou stocké définitivement en toute sûreté. Une autre prescription générale est de limiter la quantité de déchets radioactifs, par exemple en choisissant judicieusement les matériaux.

402. Une modification ou une expérience réalisée dans un réacteur ne doit pas nuire à la sûreté de ce dernier.

403. Une expérience ou modification devrait être conçue de manière à réduire au maximum les sollicitations supplémentaires du système d'arrêt du réacteur. Dans le cas des expériences, il faudrait veiller à ce qu'elles se déroulent dans des conditions de sûreté, sans faire intervenir le système d'arrêt du réacteur.

404. Il faudrait étudier l'impact de situations autres que les opérations normales du réacteur, comme le démarrage, sur les expériences ou les modifications; notamment: mise à l'arrêt imprévue suivie d'un démarrage immédiat, maintenance, mises à l'arrêt prolongées, changements du combustible, modifications de la configuration du cœur, défaillances d'alimentation électrique ou d'autres équipements. De même, il faudrait étudier l'impact sur le réacteur des différentes phases des expériences ou des modifications.

PRESCRIPTIONS DE SÛRETÉ PARTICULIÈRES APPLICABLES À LA CONCEPTION

Réactivité

405. Si une erreur humaine ou des défaillances liées à un dispositif expérimental ou à un système modifié peuvent entraîner une augmentation de la réactivité du réacteur,

le dispositif ou la modification doivent être conçus de manière à contenir les effets de réactivité positive dans les limites dans lesquelles le système d'arrêt du réacteur peut répondre en toute sûreté.

406. Il faut estimer la valeur de réactivité correspondant à une expérience ou à une modification du réacteur pour toutes les situations (mise en place, retrait et défaillance, par exemple), afin d'évaluer les risques associés. À l'aide d'une procédure d'expérimentation critique ou d'une méthode équivalente, on vérifie habituellement cette estimation en mesurant la valeur de réactivité du dispositif expérimental ou du système modifié, laquelle doit se situer dans les limites et conditions autorisées.

Radioprotection

407. L'expérimentation ou la modification ne devrait guère affecter le concept général de radioprotection retenu au stade de la conception initiale, notamment la réduction des doses à des niveaux aussi faibles que raisonnablement possible (principe ALARA). On aura pris en compte à ce stade un ensemble d'éléments: dispositifs de protection, de filtration du système de ventilation et rejets après décroissance, de même que l'instrumentation correspondante de surveillance des rayonnements et des matières radioactives dans l'air, pour toutes les conditions de fonctionnement et conditions accidentelles. Si l'expérience ou la modification devait cependant affecter le dispositif d'ensemble de radioprotection, des mesures supplémentaires pourraient s'avérer nécessaires pour réduire la dose au personnel due à la mise en place, à la conduite et au démantèlement d'une expérience, au retrait des échantillons irradiés ou à l'exécution d'un projet de modification. Ces mesures peuvent comporter entre autres le retrait des sources de haute activité ainsi que l'adoption d'une protection supplémentaire et/ou de dispositifs de télémanipulation.

408. Si cela s'avérait nécessaire, il faudrait ajouter des barrières supplémentaires à celles prévues dans la conception initiale afin de retenir les matières radioactives ou toute autre matière dont le rejet pourrait présenter un danger. Si une défaillance du dispositif expérimental ou du système modifié risque d'endommager le système d'origine ou le système supplémentaire de barrières de protection contre le rejet de matières radioactives, les effets d'un tel accident doivent être pris en compte dans la conception.

409. Il faut limiter le risque de rejets non contrôlés de matières radioactives et réduire au maximum les quantités de matières rejetées en prenant des mesures comme celles consistant à utiliser des réservoirs de désactivation ou des dispositifs de

filtration et de recirculation. Cela s'applique à toutes les étapes du projet, y compris pendant la mise en place, l'exploitation normale, mais aussi le retrait, l'entreposage et l'expédition de dispositifs expérimentaux ou de systèmes modifiés.

Dispositifs de sûreté

410. Dans la mesure du possible, il faut concevoir les expériences et les modifications de manière à avoir besoin le moins possible des dispositifs de sûreté active (en recourant par exemple aux caractéristiques de sûreté intrinsèque, aux systèmes passifs et à la conception sûre après défaillance).

411. Si les dispositifs de sûreté sont interconnectés au système de protection du réacteur, ils doivent être conçus de manière à en assurer la qualité. Le risque d'interactions dommageables avec le système de protection du réacteur doit être évalué.

412. Si une expérience risquait d'être dangereuse pour le réacteur ou pour le personnel, le dispositif de sûreté de l'expérience devrait être connecté au système de protection du réacteur pour que ce dernier soit mis à l'arrêt dès que l'on se rapproche des limites d'exploitation sûre qui ont été fixées pour cette expérience. La connexion elle-même doit être effectuée avec un soin particulier, car elle peut être source de problèmes. La salle de contrôle doit être équipée de dispositifs de signalisation ou autres systèmes destinés à alerter l'opérateur lorsqu'une action de sûreté se déclenche parce qu'un paramètre de sûreté défini pour l'expérience a été atteint.

413. Si un dispositif de sûreté ne sert qu'à protéger l'expérience elle-même ou si le dispositif expérimental peut avoir une défaillance sans mettre en danger le réacteur ou le personnel, le niveau de fiabilité de ce dispositif de sûreté peut alors être moins élevé. De tels dispositifs, contrairement à ceux qui sont mentionnés aux paragraphes 411 et 412, ne doivent pas être utilisés pour réduire la puissance du réacteur ni pour le mettre à l'arrêt.

414. Les dispositifs de signalisation en place devraient se déclencher à un niveau d'alarme légèrement inférieur à la limite de sûreté définie pour l'expérience, de sorte que l'opérateur du réacteur puisse prendre toutes les mesures prévues possibles pour remédier à la situation.

Production de chaleur

415. Le principal risque de défaillance, dans bon nombre d'expériences d'irradiation, est lié soit à une surpuissance soit à un refroidissement insuffisant.

C'est pourquoi un des principaux problèmes que devrait aborder toute analyse de la sûreté est celui de la production de chaleur et de son évacuation. En outre, il faudrait toujours accorder la plus grande attention à l'effet que la présence ou l'absence d'un dispositif expérimental a sur la répartition de la puissance dans le cœur du réacteur, car cela peut influencer sur la marge de sûreté du réacteur. C'est pourquoi la production de chaleur due aux neutrons et aux rayons gamma doit toujours être prise en compte. Si la température posait un problème, il faudrait la surveiller et prévoir de la maintenir en deçà d'une valeur sûre en refroidissant ou en arrêtant le réacteur, en réduisant sa puissance ou en prenant d'autres moyens.

416. L'irradiation de matières fissiles exige une attention particulière en raison de la chaleur produite. Il faudrait veiller à ce que le refroidissement soit assuré.

Refroidissement

417. L'impact de l'expérience ou de la modification sur la capacité de refroidissement doit être soigneusement pris en compte, de même que le risque de détérioration de la capacité d'évacuation de la chaleur provenant du cœur du réacteur.

Pression

418. Il faut se prémunir contre les effets qu'une pression élevée dans les dispositifs expérimentaux ou dans les systèmes modifiés pourrait avoir sur le cœur même du réacteur.

419. Lors de l'irradiation de matières pouvant facilement se décomposer ou changer d'état, ou dont la réactivité chimique peut augmenter et provoquer une surpression ou une concentration de gaz inflammables et/ou explosifs, des précautions particulières devraient être prises pour s'assurer que cette surpression ou cette concentration ne présente pas de danger pour l'expérience ou pour le réacteur.

Corrosion

420. Des précautions particulières devraient être prises lors de l'irradiation d'agents corrosifs (mercure, rhénium ou magnésium, par exemple) ou de matériaux qui, une fois irradiés, pourraient devenir plus corrosifs.

421. En outre, certains produits corrosifs (comme l'argent) ont tendance à recouvrir les surfaces du circuit de refroidissement, créant ainsi des problèmes de contamination et d'irradiation lors de la manutention et de la maintenance.

Compatibilité des matériaux

422. Il faudrait être particulièrement attentif au risque d'incompatibilités entre les matériaux dans les conditions d'utilisation qui pourraient entraîner une défaillance de l'enceinte de confinement (formation d'eutectiques par exemple).

Perturbations des flux

423. L'interaction des neutrons d'une expérience ou d'un système modifié avec des composants du cœur ou d'autres expériences devrait être prise en considération. Les perturbations du flux neutronique, notamment à proximité de dispositifs liés à la sûreté (détecteurs de neutrons par exemple) devraient être évaluées.

Protection contre les risques externes

424. Lors de la conception des expériences et des modifications, il faudrait inclure des mesures visant à atténuer, s'il y a lieu, les effets des séismes, incendies, explosions, etc.

Interactions mécaniques des expériences avec le réacteur

425. La vibration des dispositifs expérimentaux ou des composants modifiés, due à l'écoulement d'eau, doit être prise en compte. Les vibrations liées à la fréquence de résonance devraient faire l'objet d'une attention particulière.

5. PHASE ANTÉRIEURE À L'EXÉCUTION D'UN PROJET D'UTILISATION OU DE MODIFICATION

GÉNÉRALITÉS

501. Les recommandations formulées dans les sections 5, 6 et 7 indiquent les prescriptions relatives aux diverses phases d'une modification caractéristique ou d'une nouvelle expérience. Elles doivent être suivies dans le cas d'un projet ayant un impact majeur sur la sûreté. Dans le cas de projets ayant un impact moindre sur la sûreté, elles peuvent servir de base à l'élaboration de prescriptions moins restrictives. La figure 1, représentation graphique d'un projet ayant un impact majeur sur la

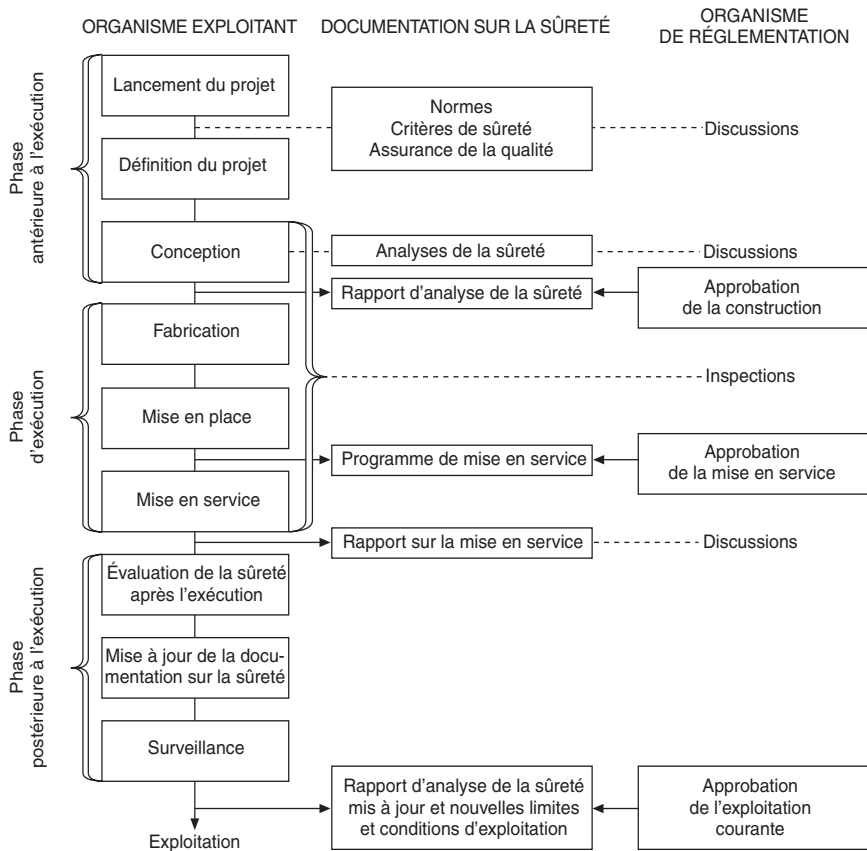


FIG. 1. Représentation graphique d'un projet ayant un impact majeur sur la sûreté.

sûreté, met en évidence les rapports entre l'organisme exploitant et l'organisme de réglementation durant l'exécution du projet.

LANCEMENT DU PROJET

502. La demande de modifications ou d'expériences peut émaner aussi bien de la direction du réacteur que de l'organisme de réglementation, des expérimentateurs,

des fournisseurs de matériel, ou d'autres intéressés. Par modifications, on entend des changements apportés au matériel, aux conditions d'exploitation du réacteur ou aux procédures. Quel que soit l'auteur de la demande, il est extrêmement important que la direction du réacteur et l'organisme de réglementation examinent le concept général de la modification ou de l'expérience à un stade précoce du projet. Il peut aussi être opportun d'associer à cet examen d'autres personnes comme celles faisant partie du comité de sûreté, les expérimentateurs, les fournisseurs de matériel ou des consultants indépendants.

503. Les modifications à apporter à des réacteurs de recherche et les expériences à y effectuer peuvent aussi être demandées pour des raisons diverses, qui sont examinées à l'annexe II.

DÉFINITION DU PROJET

504. L'étape de la définition du projet, qui consiste à élaborer des objectifs précis et à délimiter la portée de la modification ou de l'expérience proposée, constitue le point de départ de la conception technique. Les conditions limitatives, les critères de sûreté et les prescriptions concernant la qualité à respecter durant l'exécution du projet doivent aussi être définis à ce stade-là.

505. Les dispositions administratives et l'organisation d'ensemble concernant les étapes suivantes doivent elles aussi être examinées lors de la définition du projet. C'est à ce stade-là du projet que l'organisme de réglementation devrait intervenir.

Codes et normes de sûreté

506. L'applicabilité des codes et des normes de sûreté existants doit être évaluée et, dans certains cas, il peut s'avérer nécessaire d'en élaborer de nouveaux. Pour plus d'indications, voir les paragraphes 533 et 534 du n° 35-S1 de la Collection Sécurité.

Collecte de données

507. Il est essentiel de prendre en compte les données et informations techniques pertinentes sur les propriétés des matériaux, les particularités des modes opératoires, etc., au stade de la conception du projet, pour assurer la qualité et la sûreté des modifications et des expériences.

508. La documentation existante la plus récente sur l'installation, les composants ou les logiciels, y compris sur l'ensemble des modifications, est requise pour la

constitution d'une base de données à l'étape antérieure à la conception. Cette documentation doit faire l'objet d'un examen. Il peut être nécessaire de procéder à une inspection physique du matériel concerné par la modification ou l'expérience, de même qu'à une évaluation du fonctionnement et de la maintenance de ce matériel dans le passé, pour vérifier que la documentation est à jour.

509. Pour constituer la base de données, il peut également être nécessaire de procéder à certaines mesures ou à des tests sur les systèmes de réacteur concernés afin de compléter ou de mettre à jour les informations. Il peut être utile de vérifier les données anciennes, lesquelles devraient être soigneusement authentifiées.

510. L'incorporation dans la base de données d'informations portant sur des modifications ou des expériences similaires effectuées ailleurs peut contribuer à enrichir sensiblement celle-ci.

Examen préalable à la conception

511. La conception est habituellement un processus itératif. Dans le cas de projets importants, complexes et/ou coûteux, plusieurs options techniques devraient être évaluées. Cet examen servira de base à une évaluation ultérieure de la sûreté et de la faisabilité technique et financière de la modification ou de l'expérience et permettra de justifier l'option qui aura été retenue. L'examen des options devrait porter non seulement sur le matériel utilisé pour la modification ou l'expérience (appareils, matériaux, etc.), mais aussi sur la phase d'exécution et sur les aspects liés à l'exploitation, au déclassement et au stockage définitif. Ceux-ci peuvent déterminer le degré d'interférence avec l'exploitation normale du réacteur, les précautions requises en matière de sûreté radiologique, le volume de déchets radioactifs, etc., et influencer ainsi sur la sûreté, l'efficacité et le coût du projet. Une description technique et une analyse préliminaire de la sûreté devraient être fournies pour chaque option. Il faudrait prévoir un plan pour comparer les options disponibles et sélectionner la solution optimale.

512. L'examen préalable à la conception peut aboutir à la décision de ne pas procéder à la modification ou à l'expérience.

CONCEPTION

513. Au stade de la conception, l'option retenue doit faire l'objet d'un projet de modification ou d'expérimentation entièrement documenté et justifié. C'est donc à ce moment-là qu'il faut présenter les plans relatifs au projet, les spécifications, les

évaluations de la conception, les analyses de la sûreté, les dessins détaillés pour la fabrication et l'installation et toute la documentation connexe. C'est aussi à ce stade que les prescriptions concernant la mise en service, l'évaluation de la sûreté après exécution et la surveillance doivent être définies (voir les paragraphes 702 et 706).

514. Il faut établir et exécuter un programme d'AQ qui couvre tous les aspects de la conception, y compris les méthodes d'inspection et d'essai, l'installation, la construction, etc. En ce qui concerne la conception, il faut élaborer, documents à l'appui, des mesures afin de s'assurer que les codes, les normes et les prescriptions réglementaires sont incorporés comme il convient dans les documents sur la conception des éléments liés à la sûreté. Il faut aussi prévoir des mesures pour vérifier l'adéquation de la conception. Cette vérification doit être effectuée par d'autres personnes que celles qui ont conçu le projet d'origine. Des prescriptions et des indications supplémentaires figurent dans la section 11.

515. Des analyses de sûreté détaillées pouvant être effectuées, s'il y a lieu, à l'aide des méthodes utilisées pour les études probabilistes de sûreté, doivent être prévues dans la mesure où le risque potentiel les justifie. Elles doivent déterminer si la conception sera sûre en montrant en particulier:

- a) Que le nouveau système ou composant est conforme à toutes les normes de sûreté pertinentes et qu'il fonctionnera de manière sûre, quelles que soient les conditions de fonctionnement;
- b) Que le nouveau système n'aura pas d'incidence négative sur les caractéristiques de sûreté d'autres éléments importants pour la sûreté, quelles que soient les conditions de fonctionnement, ni sur les caractéristiques de sûreté du système du réacteur;
- c) Que l'expérience ou la modification peut être réalisée sans augmenter sensiblement les doses au personnel et aux membres du public; il faudrait prendre en compte à cette fin le principe ALARA ou le risque d'accident;
- d) Que la modification ou l'expérience peut être réalisée sans nuire à la sûreté d'exploitation du réacteur si celui-ci reste en service pendant cette opération, et que le scénario et les méthodes utilisés à cette fin n'introduiront pas de nouveau risque.

Il faudrait veiller à ce que la documentation et les données relatives à la sûreté qui sont utilisées pour ces analyses soient à jour.

516. La documentation établie doit montrer:

- a) Que l'introduction du nouveau système ne renforce pas les effets en termes de risque radiologique ou autres, quelles que soient les conditions de fonctionnement du réacteur;

- b) Qu'une défaillance du nouveau système n'engendre pas une nouvelle séquence d'événements comportant des risques bien plus grands (plusieurs modes de défaillance devraient sans doute être envisagés).

517. Pour se conformer à ces prescriptions, on peut évaluer la relation technique ou opérationnelle du système modifié avec chacune des séquences accidentelles envisagées dans le rapport d'analyse de la sûreté du réacteur, et déterminer ensuite les incidences de la modification ou de l'expérience sur les conséquences d'accidents éventuels.

518. Par ailleurs, chaque mode de défaillance plausible du système modifié doit être considéré comme un événement initiateur postulé d'une nouvelle séquence d'événements, et ses conséquences doivent être analysées par des méthodes d'évaluation appropriées. Il faut veiller à inclure dans l'évaluation non seulement les effets directs sur le réacteur, mais aussi l'impact sur les éléments importants pour la sûreté, comme les systèmes de prévention des accidents et d'atténuation de leurs conséquences.

519. Au terme de cette analyse, il faut établir une version actualisée des documents relatifs à la sûreté du réacteur.

520. C'est à ce stade qu'il faut penser à obtenir l'autorisation ou l'approbation officielle nécessaire pour procéder aux expériences ou aux modifications, comme cela est indiqué au paragraphe 206.

521. Au terme du stade de la conception, on devrait aussi être en possession des éléments suivants:

- a) Une liste des objectifs à atteindre.
- b) Une description précise de l'organigramme mis en place pour le projet et des responsabilités des personnes concernées.
- c) Une description des activités à mener et des techniques et des procédures à appliquer, y compris le programme d'exécution.
- d) Une évaluation de la sûreté des procédures et des techniques particulières à appliquer.
- e) Une description de l'état prévu du réacteur aux différents stades du projet.
- f) Les calculs, dessins et spécifications nécessaires à la conception de l'ensemble du projet.
- g) Le programme de formation du personnel pour que ce dernier puisse faire face à des opérations inhabituelles pendant l'exécution du projet. (Le personnel devrait aussi connaître les considérations et les dispositions spéciales en matière de sûreté qui s'appliquent aux différentes étapes du projet.)

- h) L'ensemble des documents élaborés, comme les procédures applicables au réacteur après modification, y compris d'éventuelles procédures nouvelles ou provisoires à appliquer en cas d'urgence et le programme de formation du personnel correspondant.
- i) Un plan pour la mise en service permettant de vérifier que les objectifs ont été atteints.
- j) Les grandes lignes du plan de déclassement.
- k) Un programme de surveillance spéciale si cela est nécessaire (voir le paragraphe 706) pour vérifier la conception. Il faut montrer que le système est sûr durant cette période de surveillance.

522. Pour le déclassement, le démantèlement et le retrait des principaux composants du réacteur, le projet devrait être conforme aux guides pertinents de la Collection Sécurité de l'AIEA.⁴

6. PHASE D'EXÉCUTION D'UN PROJET D'UTILISATION OU DE MODIFICATION

GÉNÉRALITÉS

601. La présente section porte sur les étapes du projet approuvé qui concernent la fabrication, l'installation et la mise en service. Pour certains projets, ceux par exemple qui ne prévoient qu'une modification des procédures, les prescriptions ne sont pas toutes applicables.

602. Chaque étape du projet devrait être clairement définie et comprise par toutes les personnes concernées. Il faudrait en particulier constater formellement le passage d'une étape à l'autre.

603. Il faudrait remédier sur le champ aux irrégularités constatées au cours de telle ou telle étape et non pas à une étape ultérieure.

⁴ On trouvera des indications supplémentaires dans les publications relatives au programme RADWASS (Normes de sûreté pour les déchets radioactifs) de l'AIEA.

604. Si toutefois une étape donnée fait peser des contraintes ou des exigences sur une étape ultérieure, des procédures doivent être mises en place pour que celles-ci soient respectées.

FABRICATION

605. Au stade de la fabrication, des mesures devraient être prises pour contrôler aussi bien l'achat des matériaux, l'élaboration, la révision et l'utilisation des documents et des dessins que le traitement des matériaux, et pour inspecter ces activités.

606. Les composants nouveaux ou existants qui doivent être modifiés sont en général fabriqués ou modifiés par les fournisseurs conformément aux spécifications détaillées (y compris les critères applicables aux accidents) qui ont été établies au stade de la conception. Avant de choisir un fournisseur, le directeur de projet doit s'assurer que celui-ci a l'expérience voulue pour exécuter le travail et connaît toutes les contraintes propres au projet, notamment les prescriptions en matière d'AQ (voir le paragraphe 514). En général, il est indispensable de rencontrer le fournisseur avant les travaux.

607. Si besoin est, le directeur de projet doit également s'assurer que le fournisseur a un programme d'AQ adéquat.

608. Des contrôles techniques et des audits de qualité doivent être effectués pendant la fabrication, afin d'en vérifier tous les aspects, comme les écarts par rapport aux spécifications, le contrôle de la qualité et les délais.

INSTALLATION

609. Il faut appliquer des mesures pour contrôler l'installation du matériel et prendre en considération les problèmes éventuels liés aux rayonnements.

610. L'installation ne devrait pas commencer tant que l'organisme de réglementation n'a pas donné son consentement et que le personnel concerné n'a pas reçu une formation satisfaisante.

Gestion

611. La gestion au stade de l'installation doit consister à prévoir au minimum ce qui suit:

- a) Une définition claire de toutes les responsabilités, notamment en ce qui concerne l'AQ et la radioprotection;
- b) Des réunions d'étape/d'information fréquentes avec tout le personnel (agents techniques, agents d'exploitation et spécialistes de la radioprotection) qui assure l'exécution ou qui en subit les effets;
- c) Des procédures claires concernant le contrôle (établissement de rapports, évaluation et mesures correctives) des écarts par rapport aux méthodes et aux spécifications adoptées ou aux comportements escomptés;
- d) La mesure et l'enregistrement de toutes les caractéristiques du système tel qu'il a été construit afin d'actualiser la documentation et les procédures techniques pertinentes;
- e) La formation et la fourniture d'informations au personnel interne et externe en ce qui concerne le scénario d'exécution, les méthodes, les questions de sûreté, les pratiques de travail sûres, etc.;
- f) Des solutions de rechange pour ce qui est de la planification du projet afin de parer à des événements imprévus et des incidents de fonctionnement pouvant nécessiter une révision de l'organisation du travail.

Questions de sûreté

612. Il faut que le concepteur fasse une évaluation de la sûreté des travaux d'installation en se basant sur un plan qui doit décrire en détail les activités, les méthodes, les dispositions provisoires, etc., de cette étape. Des mesures techniques ou administratives ou des précautions visant à réduire les risques à un minimum pendant l'installation doivent être prescrites, avec des détails sur les procédures, et être appliquées.

613. Au stade de l'installation, les questions spécifiques à la sûreté qu'il faut prendre en considération sont les suivantes:

- a) Radioexposition externe;
- b) Gestion des déchets radioactifs, y compris les questions relatives au transport, à la décontamination et au démantèlement, le cas échéant;
- c) Dispositions requises pour empêcher la progression de la contamination et la radioexposition interne;
- d) Entreposage sûr du combustible pendant la période de la modification;
- e) Risques industriels tels que ceux qui sont liés à une alimentation haute tension, au vide, au travail en hauteur, au feu ainsi qu'à l'emploi de produits chimiques et d'outils potentiellement dangereux.

614. Si l'on découvre des situations potentiellement dangereuses en rapport avec les conditions du réacteur pendant l'installation, il peut être nécessaire d'élaborer,

d'approuver et d'appliquer provisoirement des procédures d'urgence spéciales (voir le paragraphe 521 h)).

MISE EN SERVICE

615. L'étape de la mise en service dans le cadre d'un projet approuvé, qui peut comprendre des essais de dispositifs et de matériel d'expérimentation avant l'installation, devrait avoir pour but de démontrer la fonctionnalité et la sûreté de ce projet.

616. Il faut prévoir de tester les dispositifs et le matériel d'expérimentation avant de les installer dans le réacteur. Les essais devraient être prévus dès l'origine comme faisant partie intégrante de la conception de l'expérience ou de la modification. Le programme des essais devrait être examiné par le directeur du réacteur ou son représentant.

617. La sûreté d'une modification ou d'une expérience en cours de réalisation doit être vérifiée grâce à un programme de mise en service qui comprend des contrôles, des mesures et des évaluations à effectuer avant et pendant les opérations (voir la section 8 du n° 35-S2 de la Collection Sécurité).

618. L'adéquation d'un programme particulier de mise en service devrait être examinée en fonction des objectifs suivants:

- a) Détermination (par des mesures effectuées dans des conditions réalistes) de toutes les caractéristiques de sûreté du réacteur aussi bien en ce qui concerne le système modifié que les systèmes du réacteur (en particulier tous les éléments importants pour la sûreté);
- b) Vérification (sur la base des données mesurées) des prescriptions applicables en matière de sûreté;
- c) Fourniture d'informations et de données supplémentaires obtenues pendant la mise en service afin d'actualiser la documentation relative à la sûreté, la documentation technique et les procédures d'exploitation;
- d) Possibilités pour le personnel chargé de l'exploitation et de la maintenance de se familiariser et se former;
- e) Adaptation des systèmes du réacteur concernés par la modification ou l'expérience de sorte qu'ils fonctionnent de manière optimale.

619. Pour pouvoir exécuter un programme de mise en service de manière satisfaisante et efficace, il peut être nécessaire d'avoir accès au système modifié ou à

l'expérience pour effectuer des mesures en ligne et de prendre des dispositions particulières pour procéder à des mesures et à des essais. La nécessité de telles dispositions devrait avoir été établie au stade de la conception du projet.

620. Pour mener le projet à bonne fin, il faut procéder à une vérification afin de confirmer que tous les raccordements, procédures et autres dispositions provisoires indispensables à l'exécution ont été retirés ou supprimés et que l'installation est redevenue pleinement opérationnelle.

621. Pour obtenir l'approbation finale de la modification ou de l'expérience en vue de l'exploitation normale du réacteur, il faut que le programme de mise en service ait été mené à bonne fin et que toutes les informations et les données d'expérience aient été vérifiées en regard des prescriptions élaborées lors de la conception. À cette fin, il faudrait établir un rapport qui présente et évalue les résultats de la mise en service. Celui-ci devrait être approuvé par la direction du réacteur, le comité de sûreté et/ou l'organisme de réglementation, selon le cas, et ce n'est qu'après que l'exploitation normale de l'installation modifiée devrait être autorisée.

7. PHASE POSTÉRIEURE À L'EXÉCUTION D'UN PROJET D'UTILISATION OU DE MODIFICATION

ÉVALUATION DE LA SÛRETÉ APRÈS EXÉCUTION

701. Au stade de la mise en service, on devrait avoir réuni suffisamment de données pour que l'évaluation de la sûreté puisse être vérifiée.

702. Toutefois, pour certains projets il peut s'avérer nécessaire de laisser fonctionner les dispositifs un certain temps avant de pouvoir réunir et évaluer un nombre suffisant d'informations quant à leur impact sur l'exploitation, la fiabilité et la sûreté du réacteur. Une évaluation postérieure à l'exécution peut alors être nécessaire après une période de fonctionnement à l'essai appropriée. C'est au stade de la conception qu'il faut déterminer si une évaluation de la sûreté est nécessaire après l'exécution (voir le paragraphe 513). Les mesures requises ainsi que les méthodes et les critères d'évaluation devraient être précisés dans le plan du projet. Ces activités peuvent être considérées comme un prolongement de l'étape de mise en service avant l'exploitation proprement dite.

MISE À JOUR DE LA DOCUMENTATION SUR LA SÛRETÉ

703. La documentation sur la sûreté doit être révisée de sorte qu'y figure la description du réacteur modifié et des expériences, et qu'elle prenne en compte l'analyse de sûreté qui a été effectuée; elle doit aussi rendre compte des résultats des essais de mise en service. Le directeur de projet doit être chargé de ces révisions.

704. La documentation sur la sûreté devrait être rédigée et tenue à jour conformément aux instructions qui figurent dans les n^{os} 35-S1, 35-S2 et 35-G1 de la Collection Sécurité. On doit s'attacher à examiner et à actualiser, si besoin est, les documents relatifs aux limites et aux conditions d'exploitation, aux procédures de conduite ainsi que les autres documents ayant trait à la sûreté, sur lesquels on se fondera pour approuver l'exploitation normale de l'installation modifiée.

705. La documentation relative à la sûreté qui est périmée doit être retirée du service et archivée.

SURVEILLANCE SPÉCIALE

706. La justification de certaines modifications et expériences du point de vue de la sûreté peut reposer sur des caractéristiques techniques ou matérielles qui, en raison de l'exploitation du réacteur sur le long terme, peuvent être fragilisées sous l'effet des rayonnements, corrodées ou autrement affectées par le vieillissement. Lorsqu'il n'est pas possible de prévoir ces effets avec un degré de précision suffisant à partir de l'expérience passée ou par le biais d'une analyse, un programme de surveillance de la sûreté peut être nécessaire pour observer le comportement des caractéristiques visées. Toutes les prescriptions concernant la surveillance spéciale qui ont été définies au stade de la conception (voir les paragraphes 513 et 521 k)) doivent être appliquées.

8. PRESCRIPTIONS CONCERNANT LA SÛRETÉ D'EXPLOITATION APPLICABLES AUX EXPÉRIENCES

RADIOPROTECTION

801. Les expériences conduites dans des réacteurs de recherche peuvent présenter des risques radiologiques importants pour les personnes qui les exécutent, pour le

personnel d'exploitation et, dans certains cas, pour des personnes se trouvant en dehors de l'installation. Il faut donc non seulement que les expérimentateurs et les exécutants s'assurent que ces risques sont pris en compte au stade de la conception, puis à celui de la mise en service qui doit faire l'objet de soins rigoureux, mais aussi qu'ils suivent les procédures approuvées lorsqu'ils s'acquittent de leurs tâches.

802. Les personnes qui participent aux expériences doivent donc suivre les procédures de conduite qui décrivent leurs responsabilités et leur donnent des instructions sur la manière de mener les opérations.

803. Outre une formation générale aux pratiques radiologiques, ces personnes devraient suivre des cours spécifiques pour chacune des expériences; ceux-ci devraient porter sur:

- les procédures de conduite de ces expériences;
- les règles et les instructions en matière de radioprotection associées à la conduite des expériences dans l'installation;
- les plans et les procédures d'urgence.

804. Avant le démarrage du réacteur, il faudrait déterminer les zones où peuvent advenir des champs de rayonnement élevés en cours d'exploitation, comme ceux pouvant être induits par des tubes à faisceaux ouverts, des boucles du réacteur, ou par la manutention de matériaux irradiés. Une étude du rayonnement doit être effectuée après le démarrage du réacteur particulièrement dans la zone où l'expérience se déroule. Les champs de rayonnement détectés doivent être mesurés et signalés.

INFORMATIONS REQUISES POUR LA CONDUITE D'EXPÉRIENCES DANS DE BONNES CONDITIONS DE SÛRETÉ

805. Les informations requises devraient comprendre: une description du dispositif expérimental, une liste des risques plausibles que pourrait présenter l'expérience et toutes les mesures de sûreté prévues, les prescriptions concernant l'exploitation du réacteur et la conduite des expériences, ainsi qu'une liste de tous les raccordements au système de protection du réacteur pouvant entraîner la mise à l'arrêt de ce dernier.

806. Le directeur du réacteur doit être responsable de la coordination nécessaire à la conduite des expériences.

807. Pour chaque expérience, le personnel d'exploitation du réacteur et les expérimentateurs doivent disposer des informations nécessaires à la conduite des

opérations dans de bonnes conditions de sûreté, ainsi que des renseignements dont ils peuvent avoir besoin au cas où surviendraient un problème lié à la sûreté ou des difficultés de fonctionnement. Les informations requises doivent porter sur toutes les limites et conditions d'exploitation applicables à l'expérience, telles que les températures et les pressions maximales, qui devraient être répertoriées. Les mesures à prendre au cas où l'on se rapprocherait de ces limites devraient être clairement énoncées dans des instructions écrites. Celles-ci seront formulées essentiellement sous forme de procédures pour toutes les conditions de fonctionnement et pour les situations d'urgence. Il faudrait fournir des tableaux indiquant les niveaux de rayonnements prévus ou les autres risques liés à l'expérience, ainsi qu'une liste du personnel autorisé à conduire l'expérience et des personnes qui y sont associées et qui pourraient être consultées en cas de difficultés.

COOPÉRATION ENTRE LES EXPÉRIMENTATEURS ET LES EXPLOITANTS

808. Pour que les dispositifs expérimentaux fonctionnent dans de bonnes conditions de sûreté, il faut que les expérimentateurs et le personnel d'exploitation du réacteur travaillent en étroite collaboration. La coordination est particulièrement importante pendant l'exploitation en dehors du programme normal du dispositif expérimental ou du réacteur. Le démarrage du réacteur ou du dispositif, l'enlèvement du matériel radioactif du réacteur et d'autres opérations peuvent aussi créer des difficultés si les expérimentateurs et les exploitants ne s'informent pas mutuellement. Le démarrage du réacteur peut présenter un risque particulier. Par exemple, l'expérimentateur peut être en train d'effectuer une opération susceptible d'entraîner une exposition à des niveaux de rayonnements accrus à cause du démarrage. Des procédures doivent donc être prévues pour assurer une bonne communication dans de telles situations. Il peut s'agir notamment:

- a) d'une prescription selon laquelle le démarrage du réacteur doit être annoncé par un système de communication collectif;
- b) d'une prescription selon laquelle l'exploitant du réacteur doit vérifier toutes les expériences et les endroits où se trouvent tous les expérimentateurs;
- c) l'utilisation d'une signalisation lumineuse ou d'autres signaux visibles dans les zones où se déroulent les expériences pour indiquer que le réacteur est en service.

Ces prescriptions s'ajoutent aux verrouillages et aux autres dispositifs de sûreté prévus au stade de la conception.

809. La coordination entre les expérimentateurs et le personnel d'exploitation du réacteur doit être maintenue pendant l'exploitation normale. Si une expérience met en

jeu des opérations pouvant influencer les paramètres du réacteur (comme le déplacement d'un banc d'essai du combustible), il faudrait que l'expérimentateur et l'exploitant aient un moyen de communiquer verbalement en direct à tout moment et que l'exploitant sache toujours quel est l'état d'avancement réel de l'expérience. Ces prescriptions s'ajoutent aux dispositions relatives à la conception.

MODIFICATIONS DES CONDITIONS OPÉRATOIRES DANS LE CADRE D'EXPÉRIENCES

810. Pour certaines expériences, il peut être nécessaire de modifier les conditions opératoires d'une manière ou d'une autre, comme par exemple l'organisation de l'expérience, ou les dispositifs du système de sûreté adaptés à l'expérience, ou encore le déroulement des opérations sur lequel on s'est mis d'accord à l'origine, lorsque l'expérience a été approuvée. Ces changements envisagés doivent être traités comme des modifications et il faut se conformer aux indications données à ce sujet dans le présent guide de sûreté.

RESPONSABILITÉ DE LA CONDUITE D'EXPÉRIENCES DANS DE BONNES CONDITIONS DE SÛRETÉ

811. Le directeur du réacteur est directement responsable de la sûreté d'exploitation du réacteur. C'est donc lui, ou un membre de son équipe désigné par lui, qui doit avoir l'autorité pour contrôler toutes les opérations devant être exécutées à l'aide du matériel expérimental afin d'assurer la sûreté du réacteur et du personnel, et notamment arrêter une expérience s'il estime qu'elle est dangereuse. Cela se produit rarement dans la pratique, mais les expérimentateurs devraient être conscients de la responsabilité qui incombe au personnel d'exploitation du réacteur et de son autorité en matière de sûreté.

812. Dans la plupart des réacteurs de recherche, le directeur du réacteur est en général responsable de toutes les questions de sûreté, notamment de celles relatives aux expériences, dans la mesure où c'est lui qui veille à l'application des règles de sûreté et qui fixe les limites concernant la sûreté des expériences associées aux opérations du réacteur.

813. Si les expérimentateurs ne font pas partie du personnel d'exploitation, ils doivent être responsables de la sûreté du fonctionnement de leur matériel. Ils doivent respecter les limites et conditions convenues lors de l'examen de sûreté et suivre les consignes d'exploitation. Les responsabilités du directeur du réacteur et du personnel qui exécute les expériences devraient être clairement définies.

814. Le directeur du réacteur doit s'assurer que pour chaque expérience, il a été procédé à un examen de sûreté approprié, que les procédures adoptées pour l'autorisation ont été suivies et qu'il existe un programme d'AQ adéquat (voir section 11).

9. CONSIDÉRATIONS RELATIVES À LA SÛRETÉ DANS LE CADRE DE LA MANUTENTION, DU DÉMANTÈLEMENT, DE L'EXAMEN APRÈS IRRADIATION ET DU STOCKAGE DÉFINITIF DES DISPOSITIFS EXPÉRIMENTAUX

PRESCRIPTIONS GÉNÉRALES

901. Les procédures à suivre pour la manutention, le démantèlement et le stockage définitif des dispositifs expérimentaux ou d'autres matériels irradiés devant être entreposés, puis stockés définitivement dans le cadre du projet, doivent être établies tout au début de celui-ci. Aucun projet ne peut être approuvé sans que l'on ait déterminé comment le matériel irradié sera manipulé, entreposé et stocké dans de bonnes conditions de sûreté, et qui sera responsable des actions à mener.

902. Pour toutes les opérations liées à la manutention, au démantèlement, à l'examen après irradiation et à l'entreposage ou au stockage définitif du matériel irradié, une évaluation de la sûreté doit être élaborée et soumise pour approbation, comme cela est indiqué dans la section 3.

903. Le matériel utilisé pour la manutention, le démantèlement et l'entreposage ou le stockage définitif sûrs des matériaux et des dispositifs irradiés doit être acheté et testé avant le début de la phase opérationnelle du projet.

904. Il faudrait évaluer au préalable l'activité que contiendra le matériel irradié et sa contamination en envisageant deux cas de figure:

- le déroulement le plus probable de l'expérience;
- la combinaison la plus défavorable possible de défaillances du matériel et d'erreurs humaines.

Les risques radiologiques doivent être évalués pour toutes les conditions pertinentes. Il faut montrer que les mesures de radioprotection (par exemple, dispositif de protection, épuration de l'air, procédures de décontamination et recours à des

installations mobiles pour faciliter les opérations de manutention) sont suffisantes pour faire face à la situation la plus défavorable possible.

905. Il faut dresser un inventaire complet des matériaux, des échantillons, du matériel et des dispositifs placés dans le réacteur, qui seront comptabilisés après en avoir été retirés au terme du processus d'irradiation. Les estimations ou les mesures de l'activité doivent aussi figurer dans cet inventaire.

906. Les opérations devraient être planifiées de manière à ce que l'exposition du personnel et les quantités de matières radioactives rejetées soient réduites à un minimum. Il faut mettre au point des mesures visant à empêcher la contamination du système du réacteur et vérifier leur efficacité.

907. Si le matériel irradié peut relâcher des contaminants dans l'air, il faut mettre au point des procédés de manutention pour empêcher que cela se produise (par exemple en gardant le matériel dans des conteneurs étanches ou en mettant en place un système de mise sous vide et de filtration). Pour ce faire, il faut se servir des critères s'appliquant aux éléments importants pour la sûreté (comme le critère de défaillance unique et de redondance). D'autres indications à ce sujet figurent notamment dans le n° 35-S1 de la Collection Sécurité.

908. Des plans de décontamination devraient être établis pour toutes les surfaces susceptibles d'être contaminées dans le cadre de l'expérience. L'entreposage ou le stockage définitif des décontaminants devrait être assuré.

PRESCRIPTIONS PARTICULIÈRES

Entreposage

909. Si le matériel irradié de l'installation, une fois qu'elle a été démantelée, doit être entreposé sur le site, il faut évaluer le volume des matériaux à entreposer ainsi que leurs caractéristiques, notamment leur activité estimée ou mesurée, et il faut montrer que le lieu d'entreposage est approprié.

Formation

910. L'ensemble de la documentation décrivant le déroulement des opérations et donnant des consignes pour l'utilisation du matériel doit être connue du personnel et être consultable tout au long des opérations de manutention, de démantèlement, d'examen après irradiation et d'entreposage des éléments irradiés, jusqu'au stockage définitif.

911. Le personnel qui exécute les opérations de maintenance, de démantèlement, d'examen après irradiation et d'entreposage du dispositif expérimental doit être dûment formé à tous leurs aspects avant de s'occuper des articles irradiés, et il doit notamment s'exercer avec des maquettes, si besoin est. Il faudrait mettre en place une méthode pour déterminer l'efficacité de la formation.

10. QUESTIONS RELATIVES À LA SÛRETÉ DES INSTALLATIONS HORS DU RÉACTEUR

1001. Il y a deux catégories d'installations hors du réacteur: celles qui utilisent les rayonnements produits par le réacteur mais qui sont situées à l'extérieur de son enceinte de protection (par exemple un spectromètre à neutrons), et celles qui sont dans le réacteur ou à proximité et qui n'utilisent pas les rayonnements qu'il produit, mais qui présentent un risque potentiel (par exemple un cryostat générateur d'azote liquide). Le directeur du réacteur devrait déterminer les risques que présentent ce genre d'installations pour le réacteur et les systèmes qui lui sont associés. S'il existe un risque, il faut procéder à une évaluation de la sûreté qui sera examinée à l'aide des procédures prévues pour l'examen et l'approbation d'une expérience ou d'une modification.

11. ASSURANCE DE LA QUALITÉ DES EXPÉRIENCES ET DES MODIFICATIONS

1101. Il faut qu'existe un programme d'AQ approprié pour donner l'assurance que les différentes étapes – conception, construction, mise en service et exécution – d'un projet relatif à une expérience ou une modification ont été franchies conformément aux objectifs fixés. Ce programme doit être planifié et mis en route par l'organisme exploitant avant le stade de la conception et être relié au programme général d'AQ appliqué à l'exploitation du réacteur (voir le n° 35-S2 de la Collection Sécurité).

1102. La définition du projet devrait comprendre une description du programme d'AQ donnant des précisions notamment sur son objectif, son champ d'application et son ampleur.

1103. Le programme d'AQ doit être examiné et approuvé aux niveaux hiérarchiques appropriés de l'organisme exploitant et, si nécessaire, par l'organisme de réglementation.

1104. Le programme d'AQ doit permettre d'exercer des contrôles sur la conception, la fabrication, l'installation, les essais, la mise en service, l'exploitation, le démantèlement et le déclassement du système modifié ou des dispositifs expérimentaux, dans la mesure où ces activités touchent à la sûreté du réacteur.

1105. Il faut lutter contre le non-respect des prescriptions ou des spécifications relatives au matériel, aux matériaux, aux services, aux activités, aux procédés ou aux essais et prendre des mesures correctives appropriées.

1106. Une ou plusieurs personnes compétentes doivent être investies de la responsabilité et de l'autorité nécessaires pour surveiller et contrôler la mise en œuvre du programme d'AQ et des ressources doivent leur être attribuées. Cette ou ces personnes peuvent travailler dans le cadre du projet, mais elles devraient rendre compte à l'organisme exploitant en toute indépendance.

1107. La responsabilité de la qualité de l'exécution d'une tâche particulière (conception ou fabrication par exemple) doit incomber d'abord aux personnes auxquelles cette tâche a été confiée, et non à celles qui sont chargées de surveiller et de contrôler que l'objectif de qualité est atteint. De la sorte, l'AQ joue un rôle essentiel dans la culture de sûreté d'un organisme.

Annexe I

CRITÈRES DE CATÉGORISATION

SYSTÈME À DEUX CATÉGORIES

I-1. Dans la première catégorie de ce système, les modifications ou les expériences sont soumises à l'organisme de réglementation pour examen et approbation. Il s'agit notamment de modifications ou d'expériences qui:

- a) comportent des changements par rapport aux limites et aux conditions d'exploitation approuvées⁵;
- b) influent sur des éléments ayant une importance majeure pour la sûreté;
- c) entraînent des risques de nature différente ou plus susceptibles de se concrétiser que ceux qui avaient été envisagés auparavant.

I-2. Les modifications ou les expériences de la deuxième catégorie doivent faire l'objet d'un examen et d'une approbation au niveau local et d'une notification à l'organisme de réglementation, pour information.

SYSTÈME À CATÉGORIES MULTIPLES

I-3. Les critères pour un tel système peuvent être fondés sur l'appréciation du risque radiologique potentiel. Par exemple:

Catégorie A: Modifications pouvant comporter un risque hors du site et exigeant de ce fait qu'un plan d'intervention en cas d'urgence soit envisagé;

⁵ Certains éléments qui figurent dans les limites et les conditions d'exploitation, comme les points de consigne des systèmes de sûreté et les prescriptions concernant la surveillance, pourraient être modifiés de manière à introduire une plus grande marge de sûreté (tout autre changement pouvant entraîner le non-respect des critères b) ou c) étant exclu). Une telle modification pourrait être considérée comme relevant de la catégorie B, laquelle requiert un examen et une approbation au niveau local. Exemple: diminution de la valeur correspondant à un arrêt pour cause de surpuissance par rapport à celle qui est prescrite dans les limites et les conditions d'exploitation, ou encore augmentation de la fréquence d'une procédure d'essai périodique d'un système de sûreté par rapport à celle qui est requise dans les limites et conditions d'exploitation.

Catégorie B: Modifications pouvant comporter un risque sur le site mais pas hors du site;

Catégorie C: Modifications ne comportant aucun risque potentiel en dehors de la salle du réacteur (ou de la salle où se déroule l'expérience);

Catégorie D: Modifications ne comportant aucun risque radiologique potentiel.

I-4. Les critères peuvent aussi être liés au risque potentiel que le projet présente pour les travailleurs qui y participent, comme par exemple: blessure grave ou décès, radioexposition supérieure aux limites réglementaires mais sans effets graves, radioexposition inférieure à ces mêmes limites, mais supérieure aux limites annuelles fixées pour le projet, ou encore radioexposition restant dans ces limites annuelles.

Annexe II

JUSTIFICATION D'UN PROJET

MISE EN CONFORMITÉ

II-1. Pour qu'un réacteur fonctionne durablement dans de bonnes conditions de sûreté, il faut que la direction inspecte et examine régulièrement aussi bien le matériel que les procédures utilisés. L'inspection et l'examen devraient être complétés par une évaluation indépendante effectuée à un niveau hiérarchique approprié. Pour satisfaire aux critères de sûreté révisés, il peut être nécessaire de procéder à des modifications ou d'ajouter des éléments aux systèmes ou aux composants du réacteur existants, ou encore de conduire des expériences qui permettront de fournir les nouvelles données requises.

VIEILLISSEMENT

II-2. Il peut être nécessaire de modifier les systèmes et les procédures d'exploitation du réacteur en raison du vieillissement et de l'obsolescence du matériel, de problèmes liés aux pièces détachées ou de l'expérience acquise en matière de maintenance et d'exploitation. La possibilité d'utiliser de nouveaux matériaux ou des composants améliorés peut également être une raison de procéder à une modification.

MODERNISATION

II-3. Il est possible de moderniser les systèmes du réacteur ou ses conditions d'exploitation lorsqu'il faut améliorer les conditions d'irradiation, accroître la capacité d'expérimentation ou la disponibilité du réacteur.

NOUVELLES EXPÉRIENCES

II-4. La nécessité d'organiser de nouvelles expériences ou d'élargir la portée d'expériences en cours est une raison majeure pour procéder à des modifications. Celles-ci peuvent entraîner de nouveaux risques.

AUTRES RAISONS DE RÉALISER UN PROJET

II-5. Des modifications peuvent s'imposer pour des raisons liées à l'économie du réacteur, à la disponibilité du combustible, à des facteurs humains, à la sécurité physique, etc.

II-6. La pertinence de ces considérations ou d'autres pour tel ou tel réacteur dépend beaucoup du type du réacteur, de son âge et de son utilisation, ainsi que des critères de sûreté appliqués à l'échelle nationale. C'est pourquoi il n'est pas possible dans ce guide de recenser et d'examiner, au cas par cas, les raisons qui conduisent à modifier les nombreux réacteurs de recherche existants.

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.

assemblage critique

Assemblage d'une quantité suffisante de matières fissiles et autres conçu pour entretenir une réaction de fission en chaîne contrôlée à basse puissance et permettant d'étudier la géométrie et la composition d'un cœur.

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.

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.⁶

conditions de fonctionnement

Conditions définies dans **exploitation normale** et dans **incidents de fonctionnement prévus**.

⁶ 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.

directeur du réacteur

Seul membre de la **direction du réacteur** qui a été investi par l'**organisme exploitant** d'une responsabilité directe pour l'exploitation du réacteur et dont les tâches consistent principalement à s'acquitter de cette responsabilité.

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.

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 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 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**).

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 dégèrent pas en **conditions accidentelles**.

limites et conditions d'exploitation

Ensemble de règles qui fixent les limites des paramètres, les possibilités fonctionnelles et les niveaux de performance du matériel et du personnel, et qui sont approuvées par l'organisme de réglementation pour l'exploitation de l'installation dotée du réacteur de recherche dans des conditions de sûreté.

maintenance

Activité qui consiste à maintenir le matériel en bon état de marche et qui comporte des aspects à la fois préventifs et correctifs (réparation).

modification (ou modification du réacteur)

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 liés à la sûreté.

organisme exploitant

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

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.⁷

⁷ Dans la présente publication, l'expression **réacteur de recherche** englobe également les installations expérimentales associées et les assemblages critiques.

stockage définitif

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

sûreté (ou sûreté nucléaire)

Obtention de conditions d'exploitation correctes et la prévention des accidents ou l'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, manuellement ou après réception d'un signal provenant du système de protection, grâce à une réduction rapide de la réactivité.

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 sûreté⁸

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**.

utilisation (ou utilisation du réacteur)

Action d'utiliser le réacteur ou de recourir à des **expériences** ou à des **dispositifs expérimentaux** lors de l'exploitation du réacteur.

⁸ 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 «dispositifs de sauvegarde», en particulier dans le contexte du refroidissement de secours et du confinement.

PERSONNES AYANT COLLABORÉ À LA RÉDACTION ET À LA RÉVISION DU GUIDE

Abou Yehia, H. (5)	CEA, Centre d'études nucléaires de Fontenay-aux-Roses, France
Adachi, M. (5)	Institut de recherche sur l'énergie atomique du Japon, Japon
Alcalá-Ruiz, F. (2-5) <i>(Secrétaire scientifique)</i>	Agence internationale de l'énergie atomique
Arkhangel'skij, N.V. (5)	Ministère de l'énergie atomique et de l'industrie, Union des Républiques socialistes soviétiques
Baxter, J. (1)	UKAEA, Division des réacteurs de recherche, Royaume-Uni
Bernatowicz, M. (4, 5)	Service national d'inspection pour la sûreté radiologique et nucléaire, Pologne
Byszewski, W. (1, 2) <i>(Secrétaire scientifique)</i>	Agence internationale de l'énergie atomique (jusqu'en mars 1988)
Campbell, H.E. (1)	UKAEA, Direction de la sûreté et de la fiabilité, Royaume-Uni
Chrysochoides, N. (1, 2)	Agence internationale de l'énergie atomique (jusqu'en avril 1988)
Collis Smith, J.A. (1, 2)	GEC Energy Systems Ltd, Royaume-Uni
Cundy, M. (1)	Commission néerlandaise de recherche sur l'énergie, Commission des communautés européennes
DiMeglio, A.F. (3, 5)	Commission de l'énergie atomique de Rhode Island, États-Unis d'Amérique
Efimov, E. (5)	Institut I.V. Kurchatov, Union des Républiques socialistes soviétiques
Egorenkov, P. (5)	Institut I.V. Kurchatov, Union des Républiques socialistes soviétiques

Gazit, M. (5)	Centre de recherches nucléaires du Negev, Israël
Haack, K. (5)	Laboratoire national Risø, Danemark
Hargitai, T. (5)	Institut central de recherche en physique, Hongrie
Kamarinopoulos, L. (5)	Commission grecque de l'énergie atomique, Grèce
Koonen, E. (5)	CEN/SCK, Belgique
Merchie, F. (1, 2)	CEA, Centre d'études nucléaires de Grenoble, France
Nedelik, A. (1, 2, 4, 5)	Centre de recherche de Seibersdorf, Autriche
Nikolsky, R.V. (5)	Comité d'État de l'URSS pour le contrôle de la sûreté dans l'industrie et l'électronucléaire, Union des Républiques socialistes soviétiques
Poblete, A. (5)	Commission chilienne de l'énergie nucléaire, Chili
Strupczewski, A. (3, 4)	Institut de l'énergie atomique, Pologne
Sumita, K. (5)	Université d'Osaka, Japon
Swanenburg de Veye, R. (1, 2)	Fondation néerlandaise de recherche sur l'énergie, Pays-Bas
Von der Hardt, P. (1)	Centre commun de recherche, Commission des communautés européennes
Weightman, M.W. (4, 5)	Service d'inspection des installations nucléaires, Royaume-Uni

Réunions de consultants

Vienne (Autriche): 14–18 septembre 1987 (1)
1^{er}–4 mars 1988 (2)
5–9 novembre 1990 (3)
22–26 avril 1991 (4)

Réunion de groupe consultatif

Vienne (Autriche): 11–15 novembre 1991 (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)	1983
35	Exploitation des réacteurs de recherche et des assemblages critiques (édition de 1985)	1985
49	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	1982
57	Generic Models and Parameters for Assessing the Environmental Transfer of Radionuclides from Routine Releases: Exposures of Critical Groups	1982
67	Assigning 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 (en cours de révision)	1986
73	Exercices d'intervention en cas d'urgence dans les installations nucléaires: Préparation, conduite et évaluation	1987
74	Safety in Decommissioning of Research Reactors	1986
75-INSAG-3	Principes fondamentaux de sûreté pour les centrales nucléaires	1990
75-INSAG-4	Culture de sûreté	1991
77	Principes de limitation des rejets d'effluents radioactifs dans l'environnement	1987
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	1988
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	1993
Code pour la sûreté des réacteurs nucléaires de recherche: Exploitation, n° 35-S2	1993

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 DOCUMENTS TECHNIQUES (TECDOC)

214	Research Reactor Renewal and Upgrading Programmes	1978
233	Research Reactor Core Conversion from the Use of Highly Enriched Uranium to the Use of Low Enriched Uranium Fuels: Guidebook	1980
348	Earthquake Resistant Design of Nuclear Facilities with Limited Radioactive Inventory	1985
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