



Analyse de la sûreté **Sûreté-criticité nucléaire**

REGDOC-2.4.3, version 1.1

Septembre 2020



Sûreté-criticité nucléaire

Document d'application de la réglementation REGDOC-2.4.3, version 1.1

© Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) 2020

N° de cat. CC172-63/2019F-PDF

ISBN 978-0-660-29582-4

La reproduction d'extraits de ce document à des fins personnelles est autorisée à condition que la source soit indiquée en entier. Toutefois, sa reproduction en tout ou en partie à des fins commerciales ou de redistribution nécessite l'obtention préalable d'une autorisation écrite de la Commission canadienne de sûreté nucléaire.

Also available in English under the title: Nuclear Criticality Safety, Version 1.1

Disponibilité du document

Les personnes intéressées peuvent consulter le document sur le [site Web de la CCSN](#) ou l'obtenir, en français ou en anglais, en communiquant avec la :

Commission canadienne de sûreté nucléaire
280, rue Slater
C.P. 1046, succursale B
Ottawa (Ontario) K1P 5S9
Canada

Téléphone : 613-995-5894 ou 1-800-668-5284 (au Canada seulement)

Télécopieur : 613-995-5086

Courriel : cnsccinfo@ccsn.ca

Site Web : suretenucleaire.gc.ca

Facebook : [facebook.com/Commissioncanadiennedesuretenucleaire](https://www.facebook.com/Commissioncanadiennedesuretenucleaire)

YouTube : [youtube.com/ccsnccnsc](https://www.youtube.com/ccsnccnsc)

Twitter : [@CCSN_CNSC](https://twitter.com/CCSN_CNSC)

LinkedIn : [linkedin.com/company/cnsc-ccsn](https://www.linkedin.com/company/cnsc-ccsn)

Historique de publication

Décembre 2010 Publié sous les titres RD-327, *Sûreté en matière de criticité nucléaire* et GD-327, *Directives de sûreté en matière de criticité nucléaire*

Décembre 2018 version 1.0

Septembre 2020 version 1.1 - Mise à jour administrative afin que les références au SSR-6, *Règlement de transport des matières radioactives* de l'AIEA reflètent l'édition 2018 et la réaffirmation de certaines normes, telles que ANSI/ANS.

Préface

Ce document d'application de la réglementation fait partie de la série de documents d'application de la réglementation de la CCSN intitulée Analyse de la sûreté, qui porte également sur l'analyse déterministe de la sûreté et l'analyse probabiliste de la sûreté. La liste complète des séries figure à la fin de ce document et elle peut être consultée à partir du [site Web de la CCSN](#).

Le document d'application de la réglementation REGDOC-2.4.3, *Sûreté-criticité nucléaire* établit les exigences de sûreté-criticité nucléaire et explique comment respecter les exigences. Il décrit de l'information permettant d'éviter que surviennent des accidents de criticité lors de la manutention, du stockage, du traitement et du transport des matières fissiles et de la gestion à long terme des déchets nucléaires.

Ce document clarifie les contraintes physiques minimales et les limites relatives aux matières fissiles afin d'assurer la sûreté-criticité nucléaire durant la construction, l'exploitation, le déclassement, ou l'abandon d'une installation autorisée ainsi que dans le cadre de la manipulation, du stockage, du traitement et du transport de certains matières fissiles. Il s'applique aux installations disposant de matière fissile à l'extérieur de réacteurs nucléaires, sauf pour l'assemblage de telle matière dans des conditions contrôlées (comme dans les expériences sur la criticité).

Les principes et éléments clés utilisés dans l'élaboration du présent document sont conformes aux normes nationales et internationales. Certaines sections du présent document sont tirées de normes précises de l'American National Standards Institute (ANSI), avec la permission de l'éditeur, l'American Nuclear Society (ANS). Au besoin, le texte a été adapté dans le but de le rendre applicable aux obligations auxquelles souscrit le Canada à l'égard de l'Agence internationale de l'énergie atomique et des exigences réglementaires de la CCSN.

Ce document est la version 1.1. Il remplace la version 1, publiée en février 2019. Un document illustrant les changements apportés au REGDOC-2.4.3, version 1 est disponible sur demande auprès de la CCSN.

Pour en savoir plus sur la mise en œuvre des documents d'application de la réglementation et sur l'approche graduelle, consultez le REGDOC-3.5.3, *Principes fondamentaux de réglementation*.

Le terme « doit » est employé pour exprimer une exigence à laquelle le titulaire ou le demandeur de permis doit se conformer; le terme « devrait » dénote une orientation ou une mesure conseillée; le terme « pourrait » exprime une option ou une mesure conseillée ou acceptable dans les limites de ce document d'application de la réglementation; et le terme « peut » exprime une possibilité ou une capacité.

Aucune information contenue dans le présent document ne doit être interprétée comme libérant le titulaire de permis de toute autre exigence pertinente. Le titulaire de permis a la responsabilité de prendre connaissance de tous les règlements et de toutes les conditions de permis applicables et d'y adhérer.

Table des matières

1.	Introduction.....	1
1.1	Objet	1
1.2	Portée	1
1.3	Législation pertinente	1
1.4	Normes nationales et internationales	3
2.	Sûreté-criticité nucléaire des activités comportant des matières fissiles hors réacteurs.....	5
2.1	Introduction.....	5
2.2	Portée	5
2.3	Pratiques en matière de sûreté-criticité nucléaire	5
2.3.1	Catégorisation des activités comportant des matières fissiles	5
2.3.1.1	Quantités d'exemption de matières fissiles.....	5
2.3.1.2	Petite quantité de matières fissiles	6
2.3.1.3	Quantité importante de matières fissiles	6
2.3.1.4	Lien entre le programme de sûreté-criticité nucléaire et la catégorisation	6
2.3.2	Pratiques relatives au programme.....	7
2.3.2.1	Responsabilités	7
2.3.2.2	Analyse de procédé.....	7
2.3.2.3	Procédures écrites	9
2.3.2.4	Contrôle des matières.....	9
2.3.2.5	Contrôle de l'équipement.....	9
2.3.2.6	Programme de gestion de la qualité.....	9
2.3.2.7	Contrôle opérationnel	10
2.3.2.8	Examens opérationnels	10
2.3.2.9	Procédures d'urgence.....	10
2.3.3	Pratiques techniques	10
2.3.3.1	Paramètres contrôlés	11
2.3.3.2	Disponibilité et fiabilité	11
2.3.3.3	Contrôle de la géométrie.....	12
2.3.3.4	Absorbeurs de neutrons	12
2.3.3.5	Limite de sous-criticité	13
2.3.3.6	Réflecteurs de neutrons.....	13
2.3.3.7	Interaction des neutrons.....	13
2.3.4	Validation d'une méthode de calcul	13
2.3.4.1	Établissement du biais	13
2.3.4.2	Tendances du biais.....	14
2.3.4.3	Incertitudes liées au biais.....	14
2.3.4.4	Dépendance face aux programmes informatiques	14
2.3.4.5	Conformité avec les mesures	14
2.3.4.6	Rapport de validation.....	14
2.4	Limites à un seul paramètre ou à paramètres multiples pour les nucléides fissiles	15
2.4.1	Solutions aqueuses homogènes.....	15
2.4.2	Mélanges aqueux	16
2.4.2.1	Limites d'enrichissement.....	16
2.4.3	Unités métalliques.....	17
2.4.4	Oxydes	19
2.5	Contrôle des paramètres multiples.....	19

2.5.1	Mélanges d'uranium métal ou d'oxyde d'uranium et d'eau pour un faible enrichissement en ^{235}U	19
2.5.2	Solutions aqueuses d'uranium pour un faible enrichissement en ^{235}U	19
2.5.3	Solutions aqueuses homogènes de $\text{Pu}(\text{NO}_3)_4$ contenant du ^{240}Pu	21
2.5.4	Mélanges aqueux de plutonium contenant du ^{240}Pu	21
3.	Système d'alarme d'accident de criticité	22
3.1	Introduction.....	22
3.2	Portée	22
3.3	Principes généraux	22
3.3.1	Généralités	22
3.3.2	Considérations	23
3.3.2.1	Évaluation des systèmes d'alarme de criticité	23
3.3.2.2	Installation de systèmes d'alarme de criticité	23
3.3.2.3	Détection des accidents de criticité.....	23
3.3.3	Alarme de criticité	24
3.3.4	Fiabilité	24
3.4	Critères de conception des systèmes.....	25
3.4.1	Fiabilité	25
3.4.2	Vulnérabilité du système	25
3.4.3	Tolérance sismique	25
3.4.4	Alarme de type « panne »	25
3.4.5	Temps de réponse	26
3.4.6	Critère de détection.....	26
3.4.7	Sensibilité	26
3.4.8	Emplacement des détecteurs.....	26
3.4.9	Verrouillage du système de ventilation.....	26
3.5	Essais	27
3.5.1	Essais initiaux	27
3.5.2	Essais spéciaux	27
3.5.3	Réponse au rayonnement.....	27
3.5.4	Essais périodiques.....	27
3.5.5	Mesures correctives	27
3.5.6	Procédures d'essai.....	27
3.5.7	Registres	27
3.5.8	Hors d'usage	28
3.6	Familiarisation des employés.....	28
3.6.1	Instructions affichées	28
3.6.2	Formation et exercices d'alerte de criticité	28
4.	Utilisation d'anneaux de Raschig en verre borosilicate comme d'absorbants de neutrons dans des solutions de matière fissile	29
4.1	Introduction.....	29
4.2	Portée	29
4.3	Exigences générales	29
4.3.1	Environnement physique	30
4.3.1.1	Environnement mécanique	30
4.3.1.2	Environnement radioactif	30
4.3.2	Environnement chimique.....	30
4.3.2.1	Milieu presque neutre	30
4.3.2.2	Milieu acide	30
4.3.2.3	Milieu basique	31

4.4	Spécifications des anneaux	31
4.4.1	Composition.....	31
4.4.1.1	Type de verre	31
4.4.1.2	Masse volumique du verre.....	31
4.4.1.3	Teneur en ¹⁰ B du verre	31
4.4.2	Diamètre de l'anneau	31
4.4.3	Fini de surface.....	31
4.4.4	Essais chimiques.....	31
4.4.5	Essais mécaniques.....	32
4.5	Spécifications des colonnes garnies.....	32
4.5.1	Installation des anneaux.....	32
4.5.2	Parties de la colonne exemptée d'anneaux	32
4.5.3	Détermination du niveau des anneaux	33
4.5.4	Détermination de la fraction du volume de verre	33
4.5.5	Volume admissible de solution dans une colonne garnie d'anneaux.....	33
4.6	Concentrations maximales spécifiées pour les solutions fissiles	33
4.7	Inspection pour entretien.....	36
4.7.1	Tassement	36
4.7.2	Matières solides fissiles	36
4.7.3	Propriétés physiques	36
4.7.4	Intervalles entre les inspections	37
5.	Sûreté dans la mesure <i>in situ</i> de la multiplication des neutrons sous-critiques	38
5.1	Introduction.....	38
5.2	Portée	38
5.3	Pratiques administratives	38
5.4	Critères relatifs à l'équipement.....	39
5.5	Pratiques opérationnelles	39
6.	Sûreté-criticité nucléaire dans le stockage des matières fissiles	41
6.1	Introduction.....	41
6.2	Portée	41
6.3	Pratiques de sûreté-criticité nucléaire	41
6.3.1	Pratiques administratives	41
6.3.2	Pratiques techniques	42
6.4	Paramètres, limites et conditions	42
6.4.1	Limites de masse unitaire	43
6.4.2	Modération.....	44
6.4.3	Position de l'unité dans la cellule	44
6.4.4	Autres réflecteurs.....	44
6.4.5	Cellules à capacité doublée.....	44
6.4.6	Enceintes de stockage contiguës.....	44
6.4.7	Facteurs de réduction.....	45
6.4.8	Allées	45
6.4.9	Confinement des matières fissiles et des matériaux de rangement.....	45
6.4.10	Sous-criticité des unités	45
6.4.11	Espacement entre les unités	45
6.4.12	Forme de l'unité.....	45
6.5	Autres applications	46
6.5.1	Amalgame de cellules différentes.....	46
6.5.2	Interpolation.....	46
6.5.3	Cellules non cubiques	46

6.5.4	Position de l'unité dans la cellule	46
6.5.5	Forme du réseau	46
6.5.6	²³⁸ Plutonium	46
7.	Critères relatifs aux contrôles de sûreté-criticité nucléaire dans les activités avec blindage et confinement.....	58
7.1	Introduction.....	58
7.2	Portée	58
7.3	Critères relatifs au blindage et au confinement adéquats.....	59
7.3.1	Conditions.....	59
7.3.2	Pertinence du blindage et du confinement	59
7.3.2.1	Dose de rayonnement.....	59
7.3.2.2	Critère relatif au blindage et au confinement.....	59
7.3.2.3	Intégrité structurale.....	59
7.3.2.4	Espace faisant office de blindage.....	60
7.4	Pratiques de sûreté-criticité.....	60
7.4.1	Opération à contingence unique	60
7.4.2	Méthodes pour les installations non blindées	61
8.	Contrôle de la criticité nucléaire et sûreté des mélanges de combustible de plutonium et d'uranium à l'extérieur des réacteurs.....	62
8.1	Introduction.....	62
8.2	Portée	62
8.3	Pratiques en matière de sûreté-criticité nucléaire	63
8.3.1	Pratiques administratives et techniques	63
8.3.2	Contrôle de l'homogénéité.....	63
8.4	Limites de sous-criticité pour les mélanges uniformes et homogènes d'uranium et de plutonium dans l'eau.....	63
8.4.1	Mélanges aqueux homogènes	63
8.4.2	Écarts dans les limites de sous-criticité pour les mélanges contenant du PuO ₂	63
8.4.3	Poudres d'oxydes mixtes sèches et humides	63
8.4.4	Limites des concentrations de plutonium dans des quantités illimitées de mélanges d'oxydes et de nitrates de plutonium et d'uranium naturel.....	64
8.5	Limites de sous-criticité pour les mélanges hétérogènes d'oxydes mixtes.....	64
9.	Utilisation d'absorbeurs de neutrons solubles dans des installations nucléaires à l'extérieur des réacteurs	68
9.1	Introduction.....	68
9.2	Portée	68
9.3	Exigences administratives et directives	68
9.3.1	Choix d'un absorbeur de neutrons soluble.....	69
9.3.2	Conception et modifications des systèmes	69
9.3.3	Évaluations de la sûreté-criticité nucléaire	69
9.3.4	Programme de gestion de la qualité	70
9.3.5	Exploitation d'une installation utilisant des absorbeurs solubles	71
10.	Contrôle de la criticité nucléaire de nucléides d'actinides choisis.....	72
10.1	Introduction.....	72
10.2	Portée	72
10.3	Pratiques en matière de sûreté-criticité nucléaire	72
10.4	Limites à paramètre unique pour les actinides spéciaux	73
10.4.1	Systèmes métalliques sphériques	73

10.4.2	Mélanges métal-eau	73
10.4.3	Solutions diluées	73
10.4.4	Opérations avec des oxydes	73
10.5	Mélanges isotopiques de Pu, d'Am et de Cm	73
10.5.1	Mélanges isotopiques de plutonium	73
10.5.2	Ajout de $^{241}\text{AmO}_2$ au $^{242\text{m}}\text{AmO}_2$	74
10.5.3	Ajout de $^{244}\text{CmO}_2$ au $^{245}\text{CmO}_2$	74
11.	Critères de sûreté-criticité pour la manutention, le transport, le stockage et la gestion des déchets à long terme hors réacteur du combustible des réacteurs	79
11.1	Introduction.....	79
11.2	Portée	79
11.3	Critères de sûreté généraux.....	79
11.3.1	Analyse de procédé.....	80
11.3.2	Activités préalables au début des opérations	80
11.3.3	Absorbeurs de neutrons	80
11.3.4	Composition et caractéristiques nucléaires du combustible	80
11.3.5	Transport.....	81
11.4	Critères relatifs à l'établissement de la sous-criticité.....	81
12.	Pratiques administratives en matière de sûreté-criticité nucléaire.....	82
12.1	Introduction.....	82
12.2	Portée	82
12.3	Responsabilités	82
12.3.1	Responsabilités des gestionnaires	82
12.3.2	Responsabilités des superviseurs	83
12.3.3	Responsabilités du personnel associé à la sûreté-criticité nucléaire	84
12.4	Procédures d'exploitation	84
12.5	Évaluation de procédé pour la sûreté-criticité nucléaire (évaluation de la sûreté-criticité nucléaire)	85
12.6	Contrôle des matières.....	85
12.7	Intervention prévue en cas d'accident de criticité nucléaire	86
12.8	Programme de sûreté-criticité nucléaire	87
12.8.1	Liste des documents à fournir à l'appui d'une demande de permis relative à la sûreté-criticité nucléaire.....	87
12.8.2	Contenu du programme de sûreté-criticité nucléaire	87
13.	Formation relative à la sûreté-criticité nucléaire.....	89
13.1	Introduction.....	89
13.2	Portée	89
13.3	Objectifs.....	89
13.4	Responsabilités liées au programme	89
13.5	Structure du programme	90
13.6	Contenu du programme	90
13.6.1	Réaction de fission en chaîne et conséquences des accidents.....	90
13.6.2	Comportement des neutrons dans les systèmes de fission.....	90
13.6.3	Historique des accidents de criticité	90
13.6.4	Réponse aux signaux d'alarme de criticité	91
13.6.5	Paramètres de contrôle.....	91
13.6.6	Politique et procédures.....	91
13.7	Évaluation	92
13.7.1	Programme de formation	92

13.7.2	Personnel.....	92
13.7.3	Documentation.....	92
14.	Utilisation d'absorbeurs de neutrons fixes dans des installations nucléaires hors réacteurs.....	93
14.1	Introduction.....	93
14.2	Portée	93
14.3	Considérations générales liées à la sûreté	94
14.4	Exigences et orientation.....	94
14.4.1	Conception.....	94
14.4.2	Évaluation de la sûreté.....	95
14.4.3	Vérification et inspection.....	96
15.	Sûreté-criticité nucléaire en limitant et en contrôlant des modérateurs	97
15.1	Introduction.....	97
15.2	Portée	97
15.3	Pratiques en matière de sûreté-criticité nucléaire	97
15.3.1	Pratiques administratives relatives aux limites et aux contrôles appliqués aux modérateurs.....	97
15.3.2	Évaluation des procédés pour limiter et au contrôler les modérateurs	98
15.4	Pratiques d'ingénierie pour les zones de contrôle du modérateur.....	99
15.4.1	Barrières de la zone de contrôle du modérateur.....	99
15.4.2	Équipement et contenants	99
15.4.3	Ouvertures.....	99
15.4.4	Prévention et extinction des incendies.....	99
15.4.5	Instruments et contrôles	100
16.	Planification et intervention d'urgence en cas d'accident de criticité nucléaire.....	101
16.1	Introduction.....	101
16.2	Portée	101
16.3	Responsabilités	101
16.3.1	Responsabilités de la Direction.....	101
16.3.2	Responsabilités du personnel technique	102
16.3.2.1	Planification.....	102
16.3.2.2	Intervention d'urgence.....	102
16.4	Planification des mesures d'urgence.....	102
16.4.1	Évaluation	102
16.4.2	Plan des mesures d'urgence	103
16.4.3	Équipement	103
16.5	Évacuation	104
16.5.1	Personnel dans la zone d'évacuation immédiate.....	104
16.5.2	Surveillance dans les zones adjacentes	104
16.5.3	Surveillance aux postes de rassemblement	104
16.5.4	Évacuation complémentaire du personnel autre que le personnel d'intervention.....	104
16.5.5	Sorties	104
16.5.6	Identification des postes de rassemblement.....	104
16.5.7	Planification des itinéraires d'évacuation	104
16.6	Réintégration, sauvetage et stabilisation.....	104
16.6.1	Réintégration.....	105
16.6.2	Opération de sauvetage.....	105
16.6.3	Stabilisation	105
16.7	Formation en classe, exercices et exercices d'évacuation	105

16.7.1	Formation en classe	105
16.7.2	Exercices	106
16.7.3	Exercices d'évacuation	106
Annexe A : Conditions normales et anormales crédibles.....		107
Annexe B : Méthodes de calcul de k_{eff}.....		109
B.1	But.....	109
B.2	Contexte	109
B.3	Établissement de la limite supérieure de sous-criticité	109
B.4	Aspects pratiques de la conformité; limite supérieure de sous-criticité.....	110
B.5	Élargissement de la zone (ou des zones) d'applicabilité.....	111
B.6	Rapport de validation.....	111
Annexe C : Exemple : Validation d'une méthode de calcul.....		112
C.1	Problème	112
C.2	Méthode	112
C.3	Validation.....	112
Annexe D : Emplacement des détecteurs.....		115
D.1	Introduction.....	115
D.2	Considérations générales	115
D.2.1	Caractéristiques de fonctionnement du système de détection.....	115
D.2.2	Caractérisation du champ de rayonnement lors d'un accident de criticité.....	115
D.3	Méthodes.....	117
D.3.1	Essai de source <i>in situ</i>	117
D.3.2	Calculs « à la main ».....	118
D.3.3	Calculs de transport déterministes et calculs de transport Monte Carlo à une dimension.....	120
D.3.4	Calculs déterministes ou calculs de transport Monte Carlo à deux et trois dimensions	125
Annexe E : Manutention, stockage et transport des unités de combustible—Considérations de sûreté-criticité.....		127
E.1	Paramètres des barres de combustible	127
E.2	Configuration des unités de combustible	127
E.3	Paramètres du réseau	127
E.4	Conditions de modération	128
E.5	Conditions du réflecteur et des interactions.....	128
Annexe F : Modérateurs et matériaux agissant comme modérateurs		129
F.1	Modérateurs de type courant.....	129
F.2	Sources possibles de modération	129
F.3	Mesure du contenu du modérateur.....	130
F.4	Exemples de barrières artificielles servant à contrôler le modérateur	131
Annexe G : Exemple de description partielle d'un programme de sûreté-criticité nucléaire pour une installation de stockage de combustible.....		132
G.1	Modèle de contenu de programme de sûreté-criticité nucléaire	132
G.2	Détermination des exigences	132
G.3	Exemple de procédure d'évaluation de séquences d'accident de criticité	133
G.3.1	Évaluation de l'efficacité d'un CSC	134
G.3.2	Résumé de l'évaluation de la cote de risque.....	135
G.3.3	Résumé des accidents et attribution de l'indice de probabilité pour le tableau G-1137	

G.3.4	Détermination des indices de fréquence de défaillance dans le tableau G-2	138
G.3.5	Détermination des indices de probabilité de défaillance dans le tableau G-3....	139
G.3.6	Détermination des mesures de gestion pour les CSC	139
G.3.7	Examen des CSC en tenant compte du risque	140
Glossaire	146
Références	147

Sûreté-criticité nucléaire

1. Introduction

1.1 Objet

Le présent document d'application de la réglementation établit les exigences de sûreté-criticité nucléaire et explique comment respecter ces exigences. Il décrit de l'information permettant d'éviter que surviennent des accidents de criticité lors de la manutention, du stockage, du traitement et du transport des matières fissiles et la gestion à long terme des déchets nucléaires.

1.2 Portée

Ce document clarifie les contraintes physiques minimales et les limites relatives aux matières fissiles afin d'assurer la sûreté-criticité nucléaire durant la construction, l'exploitation, le déclassé ou l'abandon de l'installation autorisée et pour ce qui est de la manutention, du stockage, du traitement et du transport de certaines matières fissiles.

Aussi, le présent document explique comment respecter les exigences de sûreté-criticité nucléaire.

L'information présentée dans ce document s'applique aux installations disposant de matière fissile à l'extérieur de réacteurs nucléaires, sauf pour l'assemblage de telle matière dans des conditions contrôlées (comme dans les expériences sur la criticité).

Remarque : Dans le contexte de la sûreté-criticité nucléaire, le terme « eau » désigne de l'eau légère, sauf indication contraire. Lorsque le terme « eau ordinaire » est utilisé dans un contexte chimique, il désigne de l'eau légère.

1.3 Législation pertinente

Les dispositions législatives de la *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires* (LSRN) et des règlements pris en vertu de celle-ci qui sont applicables au présent document sont les suivants :

- le paragraphe 24(4) de la LSRN stipule que « La Commission ne délivre, ne renouvelle, ne modifie ou ne remplace une licence ou un permis ou n'en autorise le transfert que si elle est d'avis que l'auteur de la demande, à la fois : a) est compétent pour exercer les activités visées par la licence ou le permis; b) prendra, dans le cadre de ces activités, les mesures voulues pour préserver la santé et la sécurité des personnes, pour protéger l'environnement, pour maintenir la sécurité nationale et pour respecter les obligations internationales que le Canada a assumées »
- le paragraphe 24(5) de la LSRN stipule que « Les licences et les permis peuvent être assortis des conditions que la Commission estime nécessaires à l'application de la présente loi »
- l'alinéa 3(1) du *Règlement général sur la sûreté et la réglementation nucléaires* stipule que « La demande de permis comprend les renseignements suivants :
 - i) une description et les résultats des épreuves, analyses ou calculs effectués pour corroborer les renseignements compris dans la demande
 - j) le nom, la quantité, la forme, l'origine et le volume des déchets radioactifs ou des déchets dangereux que l'activité visée par la demande peut produire, y compris les

déchets qui peuvent être stockés provisoirement ou en permanence, gérés, traités, évacués ou éliminés sur les lieux de l'activité, et la méthode proposée pour les gérer et les stocker en permanence, les évacuer ou les éliminer »

- l'alinéa 12(1)f) du *Règlement général sur la sûreté et la réglementation nucléaires* stipule que « Le titulaire de permis : f) prend toutes les précautions raisonnables pour contrôler le rejet de substances nucléaires radioactives ou de substances dangereuses que l'activité autorisée peut entraîner là où elle est exercée et dans l'environnement »
- le paragraphe 13(1) du *Règlement sur la radioprotection* stipule que « Le titulaire de permis veille à ce que la dose efficace qui est reçue par une personne visée à la colonne 1 du tableau du présent paragraphe, et engagée à son égard au cours de la période prévue à la colonne 2 ne dépasse pas la dose efficace figurant à la colonne 3 »
- l'alinéa 5)i) du *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I* stipule que « La demande de permis pour construire une installation nucléaire de catégorie I comprend les renseignements suivants ... : i) les effets sur l'environnement ainsi que sur la santé et la sécurité des personnes que peuvent avoir la construction, l'exploitation et le déclassement de l'installation nucléaire... »
- l'alinéa 6)h) du *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I* stipule que « La demande de permis pour exploiter une installation nucléaire de catégorie I comprend les renseignements suivants ... : h) les effets sur l'environnement ainsi que sur la santé et la sécurité des personnes que peuvent avoir l'exploitation et le déclassement de l'installation nucléaire... »
- l'alinéa 7)f) du *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I* stipule que « La demande de permis pour déclasser une installation nucléaire de catégorie I comprend les renseignements suivants ... : f) les effets que les travaux de déclassement peuvent avoir sur l'environnement ainsi que sur la santé et la sécurité des personnes »
- les alinéas 14(3)c) et d) du *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I* stipulent que « Le titulaire de permis qui déclassé une installation nucléaire de catégorie I tient un document sur :
 - c) la façon dont les déchets nucléaires ou dangereux sont gérés, stockés de façon provisoire ou permanente, évacués, éliminés ou transférés ;
 - d) le nom et la quantité des substances nucléaires radioactives, des substances dangereuses et des rayonnements qui subsistent à l'installation nucléaire après les travaux de déclassement »
- le paragraphe 2(1) du *Règlement sur l'emballage et le transport des substances nucléaires (2015)* stipule que « Le présent règlement s'applique à l'emballage et au transport :
 - a) de l'équipement réglementé;
 - b) des substances nucléaires, notamment :
 - (i) à la conception, à la production, à l'utilisation, à l'inspection, à l'entretien et à la réparation de leurs emballages et de leurs colis,
 - (ii) à la préparation, à l'envoi, à la manutention, au chargement, à l'acheminement et au stockage en cours de transport des colis ainsi qu'à leur réception au point de destination finale, à leur déchargement et à leur dépaquetage. »

La *Loi sur les déchets de combustible nucléaire* et la *Loi sur la responsabilité et l'indemnisation en matière nucléaire* peuvent aussi s'appliquer aux activités comprenant sur des matières fissiles.

1.4 Normes nationales et internationales

Les principes et les éléments clés utilisés dans l'élaboration du présent document sont conformes aux normes nationales et internationales.

Certaines sections du présent document sont tirées ou adoptées des normes énumérées ci-dessous de l'American National Standards Institute (ANSI), avec la permission de l'éditeur, l'American Nuclear Society (ANS). Au besoin, le texte a été adapté dans le but de le rendre applicable aux obligations auxquelles souscrit le Canada envers l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA) et en conformité aux exigences réglementaires de la CCSN. Ces sections sont indépendantes (ce ne sont pas toutes les sections qui s'appliquent à une installation) et sont présentées dans l'ordre suivant l'identification numérique de l'ANSI/ANS :

1. ANSI/ANS-8.1-2014, *Nuclear Criticality Safety in Operations with Fissionable Materials Outside Reactors*
2. ANSI/ANS-8.3-1997 (confirmée en 2017), *Criticality Accident Alarm System*
3. ANSI/ANS-8.5-1996 (confirmée en 2017), *Use of Borosilicate-Glass Raschig Rings as a Neutron Absorber in Solutions of Fissile Material*
4. ANSI/ANS-8.6-1983 (confirmée en 2017), *Safety in Conducting Subcritical Neutron-Multiplication Measurements In Situ*
5. ANSI/ANS-8.7-1998 (confirmée en 2017), *Nuclear Criticality Safety in the Storage of Fissile Materials*
6. ANSI/ANS-8.10-2015, *Criteria for Nuclear Criticality Safety Controls in Operations With Shielding and Confinement*
7. ANSI/ANS-8.12-1987 (confirmée en 2016), *Nuclear Criticality Control and Safety of Plutonium-Uranium Fuel Mixtures Outside Reactors*
8. ANSI/ANS-8.14-2004 (confirmée en 2016), *Use of Soluble Neutron Absorbers in Nuclear Facilities Outside Reactors*
9. ANSI/ANS-8.15-2014 (confirmée en 2019), *Nuclear Criticality Safety Control of Selected Actinide Nuclides*
10. ANSI/ANS-8.17-2004 (confirmée en 2019), *Criticality Safety Criteria for the Handling, Storage, and Transportation of LWR Fuel Outside Reactors*
11. ANSI/ANS-8.19-2014 (confirmée en 2019), *Administrative Practices for Nuclear Criticality Safety* (révisée en 2005)
12. ANSI/ANS-8.20-1991 (confirmée en 2020), *Nuclear Criticality Safety Training*
13. ANSI/ANS-8.21-1995 (confirmée en 2019), *Use of Fixed Neutron Absorbers in Nuclear Facilities Outside Reactors*
14. ANSI/ANS-8.22-1997 (confirmée en 2016), *Nuclear Criticality Safety Based on Limiting and Controlling Moderators*
15. ANSI/ANS-8.23-2019, *Nuclear Criticality Accident Emergency Planning and Response* (révisée en 2007)
16. ANSI/ANS-8.24-2017, *Validation of Neutron Transport Methods for Nuclear Criticality Safety Calculations*

Le présent document est conforme aux normes suivantes :

1. Norme de sûreté de l'AIEA, *Safety of Conversion Facilities and Uranium Enrichment Facilities*, IAEA SSG-5, 2010
2. Norme de sûreté de l'AIEA, *Safety of Nuclear Fuel Cycle Facilities Specific Safety Requirements*, IAEA SSR-4, 2017 [1]
3. Norme de sûreté de l'AIEA, *Safety of Uranium Fuel Fabrication Facilities*, IAEA SSG-6, 2010 [2]
4. Norme de sûreté de l'AIEA GS-R-2, *Préparation et intervention en cas de situation d'urgence nucléaire ou radiologique, Exigences relatives à la sûreté*, 2002 [3]
5. Santé Canada, *Lignes directrices canadiennes sur les interventions en situation d'urgence nucléaire*, H46-2/03-326E, 2003 [4]
6. Groupe CSA, Norme N292.2-13 (confirmée en 2018), *Entreposage à sec provisoire du combustible irradié* [5]
7. Groupe CSA, Collection N292.1-F16, *Stockage en piscine du combustible irradié et autres matières radioactives* [6]
8. Norme ISO 1709, *Nuclear energy—Fissile materials—Principles of criticality safety in storing, handling, and processing*, 1995 (confirmée en 2018) [7]
9. Norme ISO 7753, *Nuclear energy—Performance and testing requirements for criticality detection and alarm systems*, 1987 (confirmée en 2018) [8]
10. Norme ISO 11320, *Nuclear criticality safety – Emergency preparedness and response*, 2011 (confirmée en 2018)
11. Norme ISO 14943, *Nuclear fuel technology—Administrative criteria related to nuclear criticality safety*, 2004 (confirmée en 2013) [9]
12. CEI Norme 60860, *Instrumentation pour la radioprotection -- Équipement de signalisation des accidents de criticité*, 2014 [10]

2. Sûreté-criticité nucléaire des activités comportant des matières fissiles hors réacteurs

Certaines parties de la présente section sont tirées de la norme ANSI/ANS-8.1-2014, *Nuclear Criticality Safety in Operations with Fissionable Materials Outside Reactors*, avec la permission de l'éditeur, l'American Nuclear Society. Le texte peut avoir été adapté dans le but de le rendre applicable aux obligations internationales auxquelles souscrit le Canada à l'égard de l'AIEA, et aux exigences réglementaires de la CCSN.

2.1 Introduction

Les activités qui mettent en jeu certaines matières fissiles présentent un risque d'accident de criticité donnant lieu à un rejet de radioactivité pouvant être mortel pour les personnes se trouvant à proximité. Cependant, l'expérience montre que des activités prolongées peuvent être réalisées de manière sûre et rentable lorsque les précautions adéquates sont prises. Les rares accidents de criticité qui se sont produits montrent que la fréquence et la gravité de tels événements sont de beaucoup inférieures à celles des accidents non nucléaires.

Cette bonne performance peut être maintenue simplement par l'application de bonnes pratiques d'exploitation, comme celles présentées dans le présent document; cependant, le présent document, en soi, ne peut pas établir de procédés sûrs de manière absolue.

Les bonnes pratiques en matière de sûreté devraient tenir compte des aspects économiques, mais la protection du personnel d'exploitation et du public doit être la considération la plus importante.

2.2 Portée

Les critères fondamentaux y sont présentés et les limites sont spécifiées pour certaines unités fissiles uniques de forme simple contenant du ^{233}U , ^{235}U , ou du ^{239}Pu , mais pas pour les agencements ou réseaux à plusieurs unités.

Les critères y sont formulés pour l'établissement de la validité et des domaines d'applicabilité de n'importe quelle méthode de calcul utilisée pour évaluer la sûreté-criticité nucléaire.

La présente section ne comprend pas les détails des contrôles administratifs, la conception des procédés ou de l'équipement, la description des instruments pour le contrôle de procédé, ni les critères détaillés à respecter dans le transport des matières fissiles.

2.3 Pratiques en matière de sûreté-criticité nucléaire

Les activités comportant des matières fissiles doivent respecter les exigences et devraient prendre en compte les recommandations du présent document.

2.3.1 Catégorisation des activités comportant des matières fissiles

2.3.1.1 Quantités d'exemption de matières fissiles

Une quantité d'exemption de matières fissiles dans une installation autorisée est définie comme un inventaire de matières fissiles, comme suit :

1. moins de 100 g de ^{233}U ou de ^{235}U ou de ^{239}Pu , ou n'importe quelle combinaison de ces trois isotopes sous forme de matières fissiles, combinés dans n'importe quelle proportion

2. une quantité illimitée d'uranium naturel ou appauvri ou de thorium naturel, si aucune autre matière fissile ou quantité importante de graphite, d'eau lourde, de béryllium ou d'un autre modérateur plus efficace que l'eau légère n'est permise dans l'installation autorisée (**remarque** : voir la section 11.3 pour obtenir de plus amples renseignements sur le stockage à court terme ou le stockage provisoire [à sec ou en piscine] du combustible irradié)
3. moins de 200 kg au total d'uranium naturel ou appauvri ou de thorium naturel, si certaines autres matières fissiles sont présentes dans l'installation autorisée, mais la quantité totale de nucléides fissiles contenue dans ces matières fissiles est inférieure à 100 g

Les installations autorisées qui utilisent des quantités d'exemption de matières fissiles sont exemptées des exigences et des recommandations du présent document.

2.3.1.2 Petite quantité de matières fissiles

Une petite quantité de matières fissiles dans une installation autorisée est définie comme un inventaire de matières fissiles, qui :

1. dépasse les limites d'exemption précisées à la section 2.3.1.1; mais
2. ne dépasse pas les limites suivantes :
 - 500 g de ^{233}U , ou 700 g de ^{235}U , ou 450 g de ^{239}Pu , ou 450 g de n'importe quelle combinaison de ces trois isotopes. Ces limites s'appliquent aux installations détenant du plutonium, de ^{233}U , ou de l'uranium enrichi en ^{233}U ou de ^{235}U . Ces limites ne s'appliquent pas si des quantités importantes de graphite, d'eau lourde, de béryllium ou d'un autre modérateur plus efficace que l'eau légère n'est présent ou
 - 80 % de la masse critique appropriée la plus faible

Le présent document est partiellement applicable, tel que précisé à la section 2.3.1.4, aux installations qui utilisent de petites quantités de matières fissiles.

2.3.1.3 Quantité importante de matières fissiles

Une quantité importante de matières fissiles dans une installation autorisée est définie comme un inventaire de matières fissiles qui dépasse les limites précisées à la section 2.3.1.2.

Le présent document d'orientation s'applique aux installations autorisées utilisant des quantités importantes de matières fissiles.

Il est à noter qu'une installation autorisée détenant une grande quantité de matières fissiles peut être assujettie à la *Loi sur la responsabilité et l'indemnisation en matière nucléaire*.

2.3.1.4 Lien entre le programme de sûreté-criticité nucléaire et la catégorisation

Un programme de sûreté-criticité nucléaire doit être élaboré et tenu à jour dans l'installation autorisée afin de satisfaire aux exigences de la CCSN en matière de criticité nucléaire et d'appuyer son exploitation sécuritaire. L'étendue du programme dépend de la catégorie des activités comportant des matières fissiles :

1. Les installations autorisées effectuant des activités comportant de petites quantités de matières fissiles, tel qu'indiqué à la section 2.3.1.2, doivent élaborer et tenir à jour un

programme à portée réduite basé sur les sections applicables du présent document, en tenant compte du fait que les exigences des sections 2.3.2.2, 2.3.2.9, 3.0, 11.0, 12.5, et 12.7 ne sont pas applicables. Le programme doit permettre de s'assurer que le processus entier demeure sous-critique, de telle manière qu'un événement de criticité accidentel ne puisse survenir.

2. Les installations autorisées effectuant des activités comportant de grandes quantités de matières fissiles, telles que définies à la section 2.3.1.3, doivent élaborer et tenir à jour un programme basé sur les sections applicables du présent document et sur les exigences de la CCSN. Le contenu d'un tel programme est décrit à la section 12.8.

L'applicabilité du programme de sûreté-criticité nucléaire à diverses zones du site réglementé devrait être fondée sur la catégorisation prévue à la section 2.3.1.

2.3.2 Pratiques relatives au programme

2.3.2.1 Responsabilités

La direction doit établir clairement les responsabilités en matière de sûreté-criticité nucléaire. Les superviseurs devraient être autant responsables de la sûreté-criticité nucléaire qu'ils le sont de la production, du développement, de la recherche ou d'autres fonctions. Chaque employé, peu importe son poste, doit être conscient du fait que la sûreté-criticité nucléaire dans son domaine de travail est ultimement sa responsabilité. Cela peut se traduire par de la formation et du perfectionnement périodique de tout le personnel d'exploitation et de soutien. La sûreté-criticité nucléaire ne diffère pas en soi de la sécurité au travail, et les bonnes pratiques de gestion s'appliquent dans les deux cas.

La direction doit embaucher du personnel ayant des habiletés dans l'interprétation des données pertinentes pour la sûreté-criticité nucléaire et qui est familier avec les opérations, afin de conseiller les superviseurs. Ces spécialistes devraient être, dans la mesure du possible, indépendants des superviseurs de procédé sur le plan administratif.

La direction doit établir les critères qui doivent être respectés en matière de sûreté-criticité nucléaire. On doit faire une distinction entre les installations blindées et non blindées et les critères peuvent être moins rigoureux s'il y a en place des dispositifs de blindage ou de confinement assurant la protection du personnel.

2.3.2.2 Analyse de procédé

Avant de débiter une nouvelle activité comportant des matières fissiles, ou avant de modifier une activité existante, on doit déterminer que le processus entier sera sous-critique à la fois dans des conditions normales et des conditions anormales crédibles dont la fréquence est égale ou supérieure à 10^{-6} par an [5, 6]. Des exemples de ces conditions sont donnés à l'annexe A.

1. Une limite supérieure de sous-criticité (LSSC) adéquate doit être établie et justifiée de façon à ce que :
 - si les méthodes de calcul sont appliquées à la prévision des facteurs de multiplication des neutrons pour l'évaluation de la sûreté :
 - i. la LSSC est calculée à l'aide des formules présentées à l'annexe B; ou
 - ii. une marge administrative de sous-criticité, telle que présentée dans les formules de calcul de la LSSC, correspond à 5 % du facteur de multiplication des neutrons [5, 6]
 - si les méthodes de calcul ne sont pas appliquées pour prévoir les facteurs de multiplication des neutrons pour l'évaluation de la sûreté :
 - i. la LSSC est 500 g de ^{233}U ou 700 g de ^{235}U ou 450 g de ^{239}Pu ou 450 g de n'importe quelle combinaison de ces trois isotopes; ces limites doivent être appliquées seulement lorsqu'on peut démontrer que les matières environnantes, y compris les autres matières fissiles, ne font pas augmenter le facteur de multiplication effectif (k_{eff}) plus que si l'unité était contenue par une couche ininterrompue d'eau d'une épaisseur illimitée; ou
 - ii. autrement, la marge administrative de sous-criticité qui est équivalente à 20 % de la masse critique [5, 6].
 2. La LSSC adéquate établie doit être maintenue dans toutes les conditions normales et anormales crédibles, et :
 - toutes les conditions anormales crédibles dont la fréquence est égale ou supérieure à $10^{-6}/\text{an}$ soient identifiées et évaluées
 - la fréquence des conditions anormales crédibles identifiées soit clairement démontrée à l'aide de méthodes quantitatives ou semi-quantitatives (voir annexe G)
 3. On doit démontrer que des mesures d'atténuation adéquates sont en place, de sorte que les conséquences d'un accident de criticité nucléaire représentatif hors site, telles que calculées au début de l'accident, ne contreviennent pas aux critères établis comme facteurs de déclenchement nécessitant une évacuation temporaire du public conformément aux normes internationales et nationales suivantes [5, 6] :
 - Norme de sûreté n° GS-R-2 de l'AIEA, intitulée : *Préparation et intervention en cas d'urgence nucléaire ou radiologique*, annexe III, sous-section III-2 [3]
 - Santé Canada, *Canadian Guidelines for Intervention during a Nuclear Emergency*, H46-2/03-326E [4]
- Remarque :** L'accident de criticité nucléaire représentatif est défini à la section 16.4.
4. Au point 3 (Liste des exigences visant à démontrer l'atténuation des conséquences hors du site suite à un accident de criticité nucléaire représentatif), le titulaire de permis peut exclure n'importe lequel des ensembles de conditions anormales indépendants suivants :
 - un événement externe qui mène à un accident de criticité dont la fréquence est inférieure à $10^{-7}/\text{an}$; ou
 - Des écarts de procédé pour lesquels il y a un argument concluant, dans le respect des lois physiques, à l'effet qu'ils ne peuvent pas se produire, ou qu'ils sont extrêmement improbables; la validité de l'argument ne doit pas dépendre des caractéristiques de conception ni des matières contrôlées par le système de contrôles des risques de criticité de l'installation ni des mesures de gestion.

Compte tenu de l'impact des événements externes sur l'installation, la fréquence de l'impact doit être calculée en évaluant les zones vulnérables aux impacts; c.-à-d. les zones où des matières fissiles sont traitées ou entreposées. Pour évaluer les conséquences de l'impact ou la capacité de la conception à résister à l'impact, seuls des scénarios d'impact réalistes doivent être envisagés, ce qui pourrait nécessiter des connaissances sur divers facteurs, comme l'angle d'impact en cas d'écrasement d'avion, etc. [2]. S'il n'y a pas de registre historique ou d'autres fondements scientifiques permettant d'estimer l'impact d'un phénomène naturel pour la fréquence la moins élevée ($10^{-7}/\text{an}$), l'impact de l'événement qui est le plus grave (parfois appelé phénomène naturel maximal probable) peut être traité comme étant l'événement limitatif.

2.3.2.3 Procédures écrites

Les activités pour lesquelles la sûreté-criticité nucléaire est pertinente doivent être régies par des procédures écrites.

Toutes les personnes qui participent à ces activités doivent comprendre et être familières avec les procédures.

Les procédures doivent spécifier tous les paramètres qu'elles ont pour but de contrôler. Elles doivent être telles qu'aucune dérogation unique faite par inadvertance par rapport à une procédure ne puisse causer d'accident de criticité.

2.3.2.4 Contrôle des matières

Le déplacement des matières fissiles doit être contrôlé. On aura recours à un étiquetage approprié des matières, à des panneaux et à la pose d'affiches dans la zone pour préciser de quelle matière il s'agit et toutes les limites des paramètres assujettis au contrôle.

2.3.2.5 Contrôle de l'équipement

Avant d'utiliser un processus ou une chaîne de traitement nouveau ou modifié, on doit s'assurer que tout l'équipement est conforme en ce qui a trait aux dimensions et aux matériaux de même qu'aux hypothèses formulées pour assurer la sous-criticité [7].

2.3.2.6 Programme de gestion de la qualité

Un programme de gestion de la qualité (GQ) qui respecte les exigences applicables des normes ANSI/ASME NQA-1-2015, *Quality Assurance Requirements for Nuclear Facility Applications* [11], et N286-12 de la CSA, *Exigences relatives au système de gestion des installations nucléaires* [12], ou l'équivalent, doit être élaboré pour mettre en œuvre les activités spécifiées dans le présent document.

Des registres doivent être tenus dans le cadre du programme de GQ pour démontrer que l'installation autorisée et l'équipement qu'elle contient ont été construits conformément aux normes de conception. Le titulaire de permis doit définir une procédure officielle de modifications de la conception dans le cadre de son programme de GQ, de manière à ce que toutes les modifications apportées à l'installation autorisée ou à ses procédés ou procédures durant toutes les étapes du cycle de vie de cette dernière soient enregistrées avec exactitude et que leur impact soit évalué sur le plan de la sûreté-criticité nucléaire [1]. Ces mesures de GQ devraient constituer une partie intégrante de l'ensemble du programme de GQ.

Dans le présent document, « l'assurance de la qualité » est considérée comme un élément du système de gestion de la qualité.

2.3.2.7 Contrôle opérationnel

Les écarts par rapport aux procédures et les changements imprévus dans les conditions qui ont une incidence sur la sûreté-criticité nucléaire doivent être signalés à la direction et faire rapidement l'objet d'une enquête. Lorsqu'elle est disponible, l'information sur les incidents et les événements dans d'autres installations du même type doit également être examinés et les leçons tirées de ces événements doivent être considérées. On doit examiner les améliorations possibles à apporter aux pratiques de sûreté-criticité ou à l'équipement et des mesures doivent être prises afin d'éviter que la situation se produise à nouveau [1, 7].

2.3.2.8 Examens opérationnels

Les activités doivent être examinées fréquemment (au moins une fois par année) afin de s'assurer que les procédures sont suivies et que les conditions de procédé n'ont pas été modifiées d'une façon qui pourrait avoir une incidence sur l'évaluation applicable de la sûreté-criticité nucléaire (ESCN). Ces examens doivent être réalisés en consultation avec le personnel d'exploitation, par des personnes qui connaissent bien la sûreté-criticité nucléaire et qui, dans la mesure du possible, ne sont pas directement responsables de l'opération.

2.3.2.9 Procédures d'urgence

Des procédures d'urgence doivent être préparées et approuvées par la direction. Les organisations sur le site et hors site qui pourraient avoir à intervenir en cas d'urgence doivent être mises au courant des conditions auxquelles elles pourraient faire face et on doit leur fournir de l'aide dans la préparation de procédures adéquates relatives à leur intervention.

2.3.3 Pratiques techniques

Le facteur de multiplication effectif (k_{eff}) d'un système dépend de la masse, de la distribution et des propriétés nucléaires des matières fissiles et d'autres matières auxquelles elles sont associées.

La sûreté-criticité nucléaire est assurée par le contrôle d'un ou de plusieurs paramètres du système, dans le respect des limites de sous-criticité, ainsi que par des tolérances relatives aux éventualités associées aux procédés. La prévention de la criticité peut s'exercer de différentes manières :

1. contraintes physiques, comme le confinement d'une solution dans une cuve cylindrique dont le diamètre n'est pas supérieur à une valeur spécifiée, ou le contrôle de l'espacement entre la matière et l'équipement [7]
2. utilisation d'instruments
Durant les opérations normales, un certain nombre de paramètres doivent être mesurés et contrôlés afin d'éviter la criticité, par exemple maintenir la concentration en matière fissile en deçà d'une valeur spécifiée, grâce à des dispositifs qui mesurent la concentration, et qui permette d'éviter qu'elle ne s'accumule dans un système chimique. Les dispositifs de mesure doivent être fiables et étalonnés par rapport à des normes connues [1].
3. moyens chimiques, comme l'évitement de conditions qui favorisent la précipitation
4. fiabilité reposant sur le cours des événements naturels ou crédibles, comme un procédé dont la nature consiste à maintenir la masse volumique de l'oxyde d'uranium en dessous d'une fraction spécifiée de la masse volumique théorique maximale

5. procédures administratives, exigeant que la masse ne dépasse pas une limite fixée
6. autres possibilités

La sûreté-criticité nucléaire sera assurée au moyen de mesures préventives qui sont, dans la mesure du possible, établies dans la conception, c'est-à-dire par des contrôles techniques de la sûreté-criticité nucléaire.

2.3.3.1 Paramètres contrôlés

Tous les paramètres contrôlés ainsi que leurs limites doivent être spécifiés. L'influence des variations sur le k_{eff} du système doit être comprise dans ces paramètres.

2.3.3.2 Disponibilité et fiabilité

Le titulaire de permis doit s'assurer que les niveaux nécessaires de disponibilité et de fiabilité sont maintenus pour les contrôles de sûreté-criticité nucléaire, tels qu'ils sont établis par l'analyse de procédé pour les conditions normales et anormales crédibles.

Les principes suivants doivent être intégrés correctement afin d'assurer la disponibilité et la fiabilité requises des contrôles techniques de sûreté-criticité nucléaire [1].

Principe de la contingence double

En ce qui a trait à la prévention de la criticité par l'intermédiaire de la conception, le principe de contingence double sera privilégié. Pour permettre l'application du principe de contingence double, la conception d'un procédé devrait intégrer suffisamment de facteurs de sûreté pour nécessiter au moins deux modifications improbables, indépendantes et simultanées dans les conditions de procédé avant qu'un accident de criticité puisse se produire.

Redondance

Le principe de redondance devrait être appliqué à titre de principe de conception important pour améliorer la fiabilité des systèmes importants pour la sûreté. Les ensembles d'équipements multiples qui ne peuvent pas être testés individuellement ne doivent pas être considérés comme redondants. Le degré de redondance adopté doit également refléter les possibilités de défaillances non détectées qui pourraient amoindrir la fiabilité [1].

Critère de défaillance unique

La conception doit permettre de s'assurer qu'aucune défaillance unique ne puisse entraîner la perte de capacité des contrôles techniques de sûreté-criticité nucléaire et les empêcher d'accomplir leur fonction de sûreté prévue.

Indépendance

Le principe d'indépendance (isolation fonctionnelle, ou séparation physique par une distance, des barrières, ou un aménagement particulier de l'équipement de procédé ou des composants) doit être appliqué, au besoin, pour améliorer la fiabilité des systèmes, particulièrement en ce qui a trait aux défaillances de cause commune.

Diversité

Le principe de la diversité peut améliorer la fiabilité et réduire le risque de défaillances de cause commune. Il devrait être adopté dans le cas des systèmes importants pour la sûreté, lorsque cela est approprié et réalisable [1].

Conception à sûreté intégrée

Lorsque cela est possible, le principe de sûreté intégrée doit être appliqué aux composants importants pour la sûreté; c.-à-d., si un système ou un composant subit une défaillance, l'installation devrait passer en mode d'état sécuritaire sans qu'il soit nécessaire d'initier des mesures de protection ou d'atténuation [1].

Testabilité

Tous les contrôles de sûreté-criticité nucléaire doivent être conçus et arrangés de sorte que :

1. leur fonction de sûreté puisse être inspectée adéquatement et mise à l'essai
2. les contrôles de sûreté-criticité nucléaire peuvent être facilement entretenus, au besoin, avant leur mise en service et à intervalles réguliers ou convenables par la suite, selon leur importance sur le plan de la sûreté

S'il s'avère peu pratique d'assurer la testabilité adéquate d'un composant, l'analyse de sûreté devrait tenir compte de la possibilité qu'il y ait des défaillances non détectées de ce genre d'équipement [1].

2.3.3.3 Contrôle de la géométrie

Lorsque cela est possible, la fiabilité devrait reposer sur la conception d'équipements dont les dimensions sont limitées, plutôt que sur des contrôles administratifs. On peut tirer parti de n'importe quelle caractéristique nucléaire du matériel et de l'équipement de procédé. Toutes les dimensions et propriétés nucléaires sur lesquelles repose la fiabilité doivent être vérifiées avant de débiter les opérations, et un contrôle doit être exercé pour les maintenir.

Les zones de procédé où des cuves de contrôle de la criticité contiennent des quantités importantes de matières nucléaires sous forme liquide doivent être équipées d'alarmes permettant d'éviter le remplissage excessif et de plateaux de collecte de capacité appropriée, et dont la configuration est sécuritaire sur le plan de la criticité.

2.3.3.4 Absorbants de neutrons

La fiabilité peut reposer sur des absorbants de neutrons, comme le cadmium ou le bore, qui sont intégrés au matériel ou à l'équipement de procédé, ou aux deux. Un contrôle doit être exercé afin de maintenir leur présence continue et de respecter les distributions et concentrations prévues. Lorsque cela est possible, l'intégration d'absorbants de neutrons solides, à titre de parties intégrales permanentes de l'équipement est préférable à l'utilisation des absorbants de neutrons en solution, en raison des contrôles de traitement requis pour démontrer la présence continue d'absorbants dissous.

Les absorbants de neutrons sont plus efficaces pour les neutrons d'énergie thermique et l'on doit prendre soin de s'assurer que leur efficacité n'est pas gravement réduite dans des conditions opérationnelles ou des conditions d'accident, qui pourraient changer l'assemblage fissile en une caractérisés par des neutrons d'énergie intermédiaire ou de haute énergie [7].

2.3.3.5 Limite de sous-criticité

Lorsque les données applicables sont disponibles, des limites de sous-criticité doivent être établies en se fondant sur des expériences, et en appliquant une tolérance adéquate pour tenir compte des incertitudes dans les données. En l'absence de mesures expérimentales directement applicables, les limites peuvent être dérivées de calculs réalisés grâce à une méthode démontrée valide en la comparant à des données expérimentales, conformément à la section 2.3.4.

2.3.3.6 Réflecteurs de neutrons

Si les conditions le permettent, la réflexion des neutrons doit être envisagée comme paramètre de contrôle de la criticité. Le réflecteur de neutrons le plus efficace et fréquent que l'on rencontre fréquemment dans la manutention et le traitement des matières fissionnables est une épaisseur d'eau suffisante pour assurer la réactivité nucléaire maximale. Cependant, il faut examiner avec soin les systèmes comportant des épaisseurs importantes d'autres matériaux structuraux courants (p. ex. le bois, le béton ou l'acier), qui pourraient être des réflecteurs de neutrons plus efficaces que l'eau. Dans certains cas, la quantité de neutrons réfléchis par le personnel peut être importante [7] (les constituants du corps humain peuvent avoir une grande capacité de modération [annexe F]).

2.3.3.7 Interaction des neutrons

On doit tenir compte de l'interaction des neutrons entre les unités lorsqu'au moins deux unités contenant des matières fissionnables sont présentes. Il est possible de réduire l'interaction des neutrons à des proportions acceptables, soit en les espaçant, en insérant des modérateurs ou des absorbeurs de neutrons entre les unités, ou en combinant ces méthodes [7].

2.3.4 Validation d'une méthode de calcul

Des méthodes de calcul convenables pour déterminer l'état de sous-criticité d'un système doivent être sélectionnées et justifiées conformément à une norme d'assurance de la qualité pertinente. Les méthodes varient considérablement quant à leur fondement et leur forme, et chacune trouve une application dans la vaste gamme des situations qui se présentent en ce qui a trait à la sûreté-criticité nucléaire. Cependant, la procédure générale à suivre dans l'établissement de la validité est commune à toutes. Se reporter à l'annexe C pour un exemple de validation d'une méthode de calcul.

2.3.4.1 Établissement du biais

Le biais doit être établi en corrélant les résultats d'expériences critiques et d'expériences exponentielles avec les résultats obtenus pour ces mêmes systèmes grâce à la méthode de calcul validée.

Dans les cas où aucune donnée expérimentale n'est disponible, l'établissement du biais pour une méthode de calcul est impossible et ces exigences ne peuvent être respectées. La validation d'une méthode de calcul en comparant les résultats avec ceux d'une autre méthode de calcul, par exemple, est inacceptable.

Souvent, la corrélation est exprimée en valeurs de k_{eff} calculées pour les systèmes expérimentaux à l'état critique, et dans ce cas, le biais est l'écart entre les valeurs calculées de k_{eff} et l'unité. Toutefois, d'autres états physiques et paramètres peuvent être utilisés; en l'absence de données d'expériences de criticité, les résultats obtenus à l'aide de techniques permettant de déterminer dans quelle mesure un système est sous-critique peuvent être utilisés. Le biais a pour but de normaliser une méthode pour l'ensemble des domaines d'applicabilité, de manière à ce qu'elle

prévoit les conditions critiques à l'intérieur des limites d'incertitude dans le biais. De façon générale, ni le biais ni son incertitude ne sont constants; les deux devraient être fonction de la composition et d'autres variables.

2.3.4.2 Tendances du biais

Le domaine (ou les domaines) d'applicabilité d'une méthode de calcul peuvent être étendus au-delà de la gamme de conditions expérimentales pour lesquelles le biais est établi, en ayant recours aux tendances du biais. Lorsque cette extension est grande, la méthode doit être complétée par d'autres méthodes de calcul, afin de fournir une meilleure estimation du biais, et plus particulièrement de son incertitude dans la zone (ou les zones) élargies, et de démontrer l'uniformité des résultats calculés.

2.3.4.3 Incertitudes liées au biais

Les incertitudes liées au biais doivent contenir des tolérances liées aux incertitudes dans les conditions expérimentales, des tolérances pour le manque d'exactitude et de précision dans la méthode de calcul et des tolérances pour l'élargissement du domaine (ou des domaines) d'applicabilité. Après avoir établi les tolérances pour l'exactitude et la précision de la méthode et pour le biais et les incertitudes, une marge relativement au k_{eff} ou à un autre paramètre de corrélation doit être appliquée. Celle-ci doit être suffisamment grande pour s'assurer que les conditions (calculées par la méthode et considérées sous-critiques par la valeur de cette marge) seront réellement sous-critiques. Comme le biais et ses incertitudes, cette marge peut varier en fonction de la composition et d'autres variables.

2.3.4.4 Dépendance face aux programmes informatiques

Si la méthode de calcul utilise un programme informatique, des vérifications doivent être faites pour confirmer que les opérations mathématiques sont exécutées tel que prévu. Tout changement dans le programme informatique doit être suivi d'une nouvelle confirmation précisant que les opérations mathématiques sont réalisées comme prévu.

2.3.4.5 Conformité avec les mesures

Les propriétés nucléaires, comme les sections efficaces, qui sont utilisées dans la méthode de calcul doivent être conformes avec les mesures expérimentales de ces propriétés.

2.3.4.6 Rapport de validation

Un rapport de validation écrit doit être préparé. Ce rapport doit :

1. décrire la méthode avec suffisamment de détails, de clarté et sans ambiguïté, pour permettre une reproduction indépendante des résultats
2. identifier les données expérimentales et énumérer les paramètres dérivés des données afin de les utiliser dans la validation de la méthode
3. préciser le domaine (ou les domaines) d'applicabilité
4. énoncer le biais et les incertitudes pour le domaine (ou les domaines) d'applicabilité
5. préciser la marge de sous-criticité pour le domaine (ou les domaines) d'applicabilité, y compris la justification de la pertinence de la marge de sous-criticité
6. préciser la limite supérieure de sous-criticité (voir annexe B pour les renseignements détaillés)

2.4 Limites à un seul paramètre ou à paramètres multiples pour les nucléides fissiles

Si les limites à un paramètre ou à plusieurs paramètres s'appliquant aux quantités de ^{233}U , de ^{235}U et de plutonium indiquées aux sections 2.4.1, 2.4.2, 2.4.3, et 2.4.4 sont utilisées, une marge administrative adéquate s'appliquera à la sous-criticité pour assurer la conformité avec la section 2.3.2.2.

Ces limites ont été calculées à l'aide de méthodes respectant les exigences de la section 2.3.4. Une limite doit être appliquée seulement si les matières avoisinantes, y compris d'autres matières fissiles se trouvant à proximité, n'augmentent pas le facteur de multiplication effectif (k_{eff}) plus qu'il ne serait augmenté si l'unité était comprise dans une couche d'eau adjacente d'épaisseur illimitée. Une limite peut être appliquée à un mélange de nucléides fissiles si l'on tient compte de tous les composants du mélange et en retenant celui ayant la limite la plus restrictive.

Les spécifications du procédé doivent prévoir des marges visant à le protéger contre les incertitudes dans les variables de procédé et contre le dépassement accidentel d'une limite.

2.4.1 Solutions aqueuses homogènes

N'importe laquelle des limites indiquées au tableau 2-1 est applicable, en autant qu'une solution aqueuse homogène soit maintenue. Il est convenu que les concentrations de solutions saturées ne sont pas dépassées.

Les limites de ^{239}Pu s'appliquent aux mélanges d'isotopes de plutonium, en autant que la concentration de ^{240}Pu dépasse celle de ^{241}Pu , et en autant que le ^{241}Pu est considéré comme étant du ^{239}Pu lors des calculs de la masse ou de la concentration. Des limites moins restrictives sont indiquées à la section 2.5.3 pour ce qui est des compositions isotopiques de plutonium contenant des quantités appréciables de ^{240}Pu .

La limite du rapport atomique est équivalente à la limite de la concentration en solution, mais la limite du rapport peut également être appliquée aux solutions non aqueuses, peu importe la forme chimique du nucléide fissile.

Tableau 2-1 : Limites à un seul paramètre pour les solutions aqueuses homogènes de nucléides fissiles [ANSI/ANS-8.1]

Paramètre	Limite de sous-criticité pour les solutés fissiles				
	²³³ UO ₂ F ₂ [13]	²³³ UO ₂ (NO ₃) ₂ [13]	²³⁵ UO ₂ F ₂ [14]	²³⁵ UO ₂ (NO ₃) ₂ [14]	²³⁹ Pu(NO ₃) ₄ [14]
Masse de nucléide fissile, en kg	0,54	0,55	0,76	0,78	0,48
Diamètre du cylindre de solution, en cm	10,5	11,7	13,7	14,4	15,4
Épaisseur de la plaque de solution, en cm	2,5	3,1	4,4	4,9	5,5
Volume de solution, en L	2,8	3,6	5,5	6,2	7,3
Concentration de nucléide fissile, en g/L	10,8	10,8	11,6	11,6	7,3
Rapport atomique de l'hydrogène au nucléide fissile ^(a)	2390	2390	2250	2250	3630
Densité surfacique de nucléide fissile, en g/cm ²	0,35	0,35	0,40	0,40	0,25

^(a) Limite inférieure

2.4.2 Mélanges aqueux

Les densités surfaciques indiquées au tableau 2-1 sont indépendantes du composé chimique et sont valides pour les mélanges possédant des gradients de densité, en autant que les densités surfaciques sont uniformes.

Les limites de masse sous-critique pour le ²³³U, le ²³⁵U et le ²³⁹Pu dans des mélanges qui pourraient ne pas être uniformes sont de 0,50, 0,70 et 0,45 kg respectivement, et sont également indépendantes du composé [13, 14, 15].

2.4.2.1 Limites d'enrichissement

Le tableau 2-2 présente les limites d'enrichissement en ²³⁵U pour les composés d'uranium mélangés avec de l'eau de manière homogène, sans limite de masse ou de concentration.

Tableau 2-2 : Limites d'enrichissement en ^{235}U pour les mélanges homogènes d'uranium et d'eau [ANSI/ANS-8.1]

Composé	Limite de sous-criticité : % en poids de ^{235}U [14]
Uranium métal	0,93
UO_2 , U_3O_8 , ou UO_3	0,96
$\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2$	1,96

2.4.3 Unités métalliques

La limite d'enrichissement pour l'uranium et les limites de masse présentées au tableau 2-3 s'appliquent à une pièce unique ne possédant aucune surface concave. Elles peuvent également s'appliquer à un assemblage de pièces, en autant que la modération des neutrons ne soit pas disséminée.

Les limites pour le ^{233}U et le ^{235}U s'appliquent aux mélanges d'isotopes contenant du ^{234}U , ^{236}U ou ^{238}U , en autant que le ^{234}U soit considéré comme étant du ^{233}U ou du ^{235}U respectivement, en calculant la masse [14]. Les limites pour le ^{239}Pu s'appliquent aux mélanges isotopiques de plutonium, en autant que la concentration de ^{240}Pu dépasse celle du ^{241}Pu et tous les isotopes sont considérés comme étant du ^{239}Pu lors des calculs de la masse [15]. Les limites de masse volumique peuvent être ajustées afin de tenir compte de la composition isotopique.

Tableau 2-3 : Limites à un seul paramètre pour les unités métalliques [ANSI/ANS-8.1]

Paramètre	Limite de sous-criticité		
	^{233}U [13]	^{235}U [14]	^{239}Pu [15]
Masse de nucléide fissile, en kg	6,0	20,1	5,0
Diamètre du cylindre, en cm	4,5	7,3	4,4
Épaisseur de la plaque, en cm	0,38	1,3	0,65
Enrichissement en uranium, % en poids de ^{235}U	—	5,0	—
Masse volumique maximale pour laquelle les limites de masse et de dimension sont valides, en g/cm^3	18,65	18,81	19,82

Tableau 2-4 : Limites à un seul paramètre pour les oxydes ne contenant pas plus de 1,5 % d'eau en poids pour la masse volumique totale [ANSI/ANS-8.1]

Paramètre	²³³ UO ₂ [13]	²³³ U ₃ O ₈ [13]	²³³ UO ₃ [13]	²³⁵ UO ₂ [14]	²³⁵ U ₃ O ₈ [14]	²³⁵ UO ₃ [14]	²³⁹ PuO ₂ [15]
Masse de nucléide fissile, en kg	10,1	13,4	15,2	32,3	44,0	51,2	10,2
Masse d'oxyde, ^(a) , en kg	11,7	16,0	18,7	37,2	52,8	62,6	11,5
Diamètre du cylindre, en cm	7,2	9,0	9,9	11,6	14,6	16,2	7,2
Épaisseur de la plaque, en cm	0,8	1,1	1,3	2,9	4,0	4,6	1,4
Densité apparente maximale ^(b) , pour laquelle les limites sont valides, en g/cm ³	$\frac{9,38}{(1 - 0,085(1,5 - w))}$	$\frac{7,36}{(1 - 0,065(1,5 - w))}$	$\frac{6,56}{(1 - 0,056(1,5 - w))}$	$\frac{9,44}{(1 - 0,086(1,5 - w))}$	$\frac{7,41}{(1 - 0,065(1,5 - w))}$	$\frac{6,60}{(1 - 0,057(1,5 - w))}$	$\frac{9,92}{(1 - 0,091(1,5 - w))}$

^(a) Cette valeur comprend la masse de n'importe quelle taux d'humidité connexe, allant jusqu'à la valeur limitative de 1,5 % en poids.

^(b) w représente la quantité d'eau, en pourcentage massique, dans l'oxyde.

Tableau 2-5 : Limites à un seul paramètre pour les oxydes ne contenant pas plus de 1,5 % en poids d'eau, à pas plus de la moitié de la masse volumique^(a) [ANSI/ANS-8.1]

Paramètre	²³³ UO ₂ [13]	²³³ U ₃ O ₈ [13]	²³³ UO ₃ [13]	²³⁵ UO ₂ [14]	²³⁵ U ₃ O ₈ [14]	²³⁵ UO ₃ [14]	²³⁹ PuO ₂ [15]
Masse de nucléide fissile, en kg	23,4	30,5	34,7	88	122	142	27
Masse d'oxyde, ^(b) , en kg	27,0	36,6	42,4	102	146	174	30
Diamètre du cylindre, en cm	11,9	14,8	16,3	20,4	26,0	28,8	12,6
Épaisseur de la dalle, en cm	1,6	2,2	2,6	5,8	8,0	9,3	2,8

^(a) Cette valeur est la moitié de la densité apparente maximale du tableau 2-4.

^(b) Cette valeur comprend la masse de n'importe quelle quantité d'humidité présente, allant jusqu'à la valeur limitative de 1,5 % massique.

2.4.4 Oxydes

Les limites présentées aux tableaux 2-4 et 2-5 s'appliquent seulement lorsque l'oxyde ne contient pas plus de 1,5 % d'eau en unité de poids. Les limites de masse s'appliquent à une pièce unique ne possédant pas de surface concave. Elles peuvent s'appliquer également à un assemblage de pièces, en autant qu'il n'y ait pas de modération additionnelle qui soit disséminée.

La limite de masse est donnée comme étant équivalente à la masse du nucléide et à la masse de l'oxyde (incluant la teneur en eau). Il convient de noter que les limites présentées aux tableaux 2-4 et 2-5 ne sont valides que si l'on respecte certaines restrictions relatives à la densité globale spécifiée. À noter que, particulièrement pour le UO_3 , la masse volumique d'une matière peut dépasser la masse volumique totale indiquée au tableau 2-4, et, par conséquent, les limites du tableau 2-4 peuvent ne pas être valides pour les oxydes très compacts. Étant donné que la teneur en eau se limite à 1,5 %, la limite d'enrichissement du tableau 2-2 pour les oxydes d'uranium est portée à 3,2 % de ^{235}U .

2.5 Contrôle des paramètres multiples

Bien que les limites à un seul paramètre soient adéquates pour de nombreuses fins, elles sont peu pratiques et peu avantageuses économiquement pour d'autres. La limitation simultanée de deux ou de plusieurs paramètres donne une limite moins restrictive.

Si les limites à paramètres multiples pour le ^{233}U , le ^{235}U et le plutonium fournies aux sections 2.5.1, 2.5.2, 2.5.3 et 2.5.4 sont utilisées, une marge administrative adéquate de sous-criticité doit être appliquée pour assurer la conformité avec la section 2.3.2.2.

Quelques exemples utiles sont donnés aux sections 2.5.1 à 2.5.4. Tous ces exemples ont été calculés à l'aide de méthodes respectant les critères de la section 2.3.4. Ces limites doivent être appliquées que lorsque les matières avoisinantes n'augmentent pas davantage le facteur de multiplication effectif (k_{eff}) qu'il ne serait augmenté si l'unité était recouverte d'une couche d'eau contiguë d'épaisseur illimitée. Une orientation générale relative au contrôle des paramètres multiples est disponible dans les documents techniques [16, 17, 18, 19].

À noter que les spécifications du procédé doivent intégrer des marges visant à le protéger contre les incertitudes dans les variables de procédé et contre le dépassement accidentel d'une limite.

2.5.1 Mélanges d'uranium métal ou d'oxyde d'uranium et d'eau pour un faible enrichissement en ^{235}U

Une des applications du contrôle des paramètres multiples est le contrôle de l'enrichissement en ^{235}U et de l'un des paramètres de la section 2.4. Les limites relatives au paramètre [20] applicables aux systèmes aqueux contenant de l'uranium métal ou de l'oxyde d'uranium (UO_2), peu importe la taille et la forme des pièces de métal ou d'oxyde, sont spécifiées comme étant des fonctions de l'enrichissement, aux tableaux VI-VIII de [20] qui donnent, respectivement, la masse de ^{235}U , le diamètre du cylindre, l'épaisseur de la plaque, le volume et la densité surfacique.

2.5.2 Solutions aqueuses d'uranium pour un faible enrichissement en ^{235}U

Une application semblable du contrôle à paramètres multiples est le contrôle de l'enrichissement en ^{235}U et de l'un des paramètres du tableau 2-1, conjugué au maintien d'une solution aqueuse homogène. Le tableau 2-6 énumère les limites des paramètres pour les solutions aqueuses homogènes d'uranium, lorsque l'enrichissement est contrôlé et maintenu à l'intérieur des limites

énoncées. Les concentrations de solutions saturées, à une concentration molaire de 5 pour les solutions de UO_2F_2 et de 2,5 pour les solutions de $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2$, ne doivent pas être dépassées.

Tableau 2-6 : Limites pour les solutions aqueuses homogènes d'uranium faiblement enrichi [14]

Paramètre	Enrichissement, % en poids de ^{235}U	Limite de sous-criticité	
		UO_2F_2	$\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2$
Masse, en kg de ^{235}U	10,0	1,07	1,47
	5,0	1,64	3,30
	4,0	1,98	6,50
	3,0	2,75	(b)
	2,0	8,00	(b)
Diamètre du cylindre, en cm	10,0	20,1	25,2
	5,0	26,6	42,7
	4,0	30,2	58,6
	3,0	37,4	(b)
	2,0	63,0	(b)
Épaisseur de la plaque, en cm	10,0	8,3	11,9
	5,0	12,6	23,4
	4,0	15,1	33,7
	3,0	20,0	(b)
	2,0	36,5	(b)
Volume, en L	10,0	14,8	26,7
	5,0	30,6	111,0
	4,0	42,7	273,0
	3,0	77,0	(b)
	2,0	340,0	(b)
Concentration, en g de U/L	10,0	123,0	128,0
	5,0	261,0	283,0
	4,0	335,0	375,0
	3,0	470,0	(b)
	2,88	(b)	594,9 ^(a)
	2,0	770,0	(b)
	1,45	1190,0 ^(a)	(b)

^(a) Solution saturée

^(b) Données non disponibles

2.5.3 Solutions aqueuses homogènes de Pu(NO₃)₄ contenant du ²⁴⁰Pu

La place faite à la concentration isotopique de ²⁴⁰Pu dans le plutonium et à son contrôle permet d'établir des limites plus élevées pour les solutions de Pu(NO₃)₄ que celles énumérées au tableau 2-1. En outre, lorsque le plutonium est mélangé avec de l'uranium naturel, les limites sont encore plus grandes. Les limites, dans le cas qui nous occupe, sont précisées à la section 8, intitulée Contrôle de la criticité nucléaire et sûreté des mélanges de combustible de plutonium et d'uranium hors réacteurs. Cependant, la valeur de l'augmentation dépend de la concentration en ²⁴¹Pu.

Le tableau 2-7 présente les limites pour les solutions aqueuses homogènes de Pu(NO₃)₄ en fonction de la composition isotopique. Tout le ²³⁸Pu ou le ²⁴²Pu présent doit être omis dans le calcul de la composition isotopique.

Tableau 2-7 : Limites pour les solutions aqueuses homogènes de Pu(NO₃)₄ contenant du ²⁴⁰Pu [15]

Paramètre	Limite de sous-criticité		
	≥ 5 % en poids de ²⁴⁰ Pu ≤ 1 % en poids de ²⁴¹ Pu	≥ 15 % en poids de ²⁴⁰ Pu ≤ 6 % en poids de ²⁴¹ Pu	≥ 25 % en poids de ²⁴⁰ Pu ≤ 15 % en poids de ²⁴¹ Pu
Masse, en kg de Pu	0,57	0,78	1,02
Diamètre du cylindre, en cm	17,4	19,5	21,3
Épaisseur de la plaque, en cm	6,7	8,0	9,2
Volume, en L	10,0	13,6	17,2
Concentration, en g de Pu/L	7,8	8,9	10,2
H/Pu, ^(a)	3400	2980	2600
Densité surfacique, en g de Pu/cm ²	0,28	0,34	0,4

^(a) Rapport atomique de l'hydrogène au plutonium

2.5.4 Mélanges aqueux de plutonium contenant du ²⁴⁰Pu

Les limites de la masse sous-critique pour le plutonium sous forme de PuO₂ dans des mélanges aqueux, qui pourraient être non homogènes, où le ²⁴⁰Pu et le ²⁴¹Pu sont assujettis aux trois ensembles de restrictions relatives à la composition isotopique du tableau 2-7, sont, selon un ordre croissant de la concentration en ²⁴⁰Pu, de 0,53, 0,74 et 0,99 kg, respectivement [15].

3. Système d'alarme d'accident de criticité

Certaines parties de la présente section sont tirées de la norme ANSI/ANS-8.3-1997 (confirmée en 2017), intitulée *Criticality Accident Alarm System*, avec la permission de l'éditeur, l'American Nuclear Society. Le texte peut avoir été adapté dans le but de le rendre applicable aux obligations internationales auxquelles souscrit le Canada envers l'AIEA, et aux exigences réglementaires de la CCSN.

3.1 Introduction

La section 2 du présent document donne une orientation pour prévenir les accidents de criticité lors de la manutention, du stockage, du traitement et du transport de matières fissiles. Dans la plupart des activités comportant des matières fissiles, le risque de criticité atteinte par inadvertance est très faible; cependant, ce risque ne peut être éliminé. Lorsqu'un accident de criticité donne lieu à une dose de rayonnement excessive, il est important de disposer d'un moyen d'alerter le personnel et d'une procédure d'évacuation rapide, ou d'autres mesures de protection, afin de limiter l'exposition au rayonnement.

3.2 Portée

La présente section s'applique à toutes les activités comportant des matières fissiles au cours desquelles la criticité peut se produire par inadvertance et faire en sorte qu'une dose de rayonnement excessive est reçue par le personnel.

Cette section ne s'applique **pas** à la détection des événements de criticité au cours desquels aucune exposition excessive du personnel au rayonnement n'est crédible, ni à des réacteurs nucléaires ou à des expériences de criticité. Le présent document ne comprend pas de détail sur les mesures administratives ou sur l'intervention en cas d'urgence suivant l'activation d'alarme.

3.3 Principes généraux

3.3.1 Généralités

Le but d'un système d'alarme est de réduire le risque pour le personnel. L'évaluation du risque global doit tenir compte du fait que les dangers peuvent résulter de fausses alarmes et de l'interruption soudaine subséquente des opérations, et du déplacement du personnel.

Sous réserve de l'évaluation du risque global ci-dessus, un système d'alarme de criticité respectant les exigences du présent document doit être installé dans les lieux où :

1. il peut y avoir une situation de criticité par inadvertance
2. une exposition excessive du personnel au rayonnement est crédible, en cas de criticité par inadvertance

Lorsque des systèmes d'alarme sont installés, des procédures d'urgence doivent être mises en place et maintenues à jour. Des directives relatives à la préparation des plans d'urgence sont fournies à la section 16, *Planification et intervention d'urgence en cas d'accident de criticité nucléaire*.

L'équipement de procédé utilisé dans les zones à évacuer immédiatement doit être conçu de manière à ce que le fait de laisser l'équipement sur place ne constitue pas un risque important.

3.3.2 Considérations

3.3.2.1 Évaluation des systèmes d'alarme de criticité

Compte tenu des exigences du point 1 de la liste de la section 3.3.1, on doit évaluer la nécessité de disposer de systèmes d'alarme de criticité :

1. pour toutes les activités mettant en cause du ^{233}U , ^{235}U et ^{239}Pu , au cours desquelles l'inventaire de matières fissiles (contenant n'importe lequel de ces trois isotopes) dépasse 500 g de ^{233}U , 700 g de ^{235}U , 450 g de ^{239}Pu , ou 450 g de n'importe quelle combinaison de ces trois isotopes
2. pour toutes les activités avec des matières fissiles au cours desquelles des modérateurs ou des réflecteurs de neutrons plus efficaces que l'eau légère sont présents, ou qui comportent des configurations de matière unique, de telle sorte que les exigences relatives à la masse critique peuvent être inférieures aux limites de masse sous-critique mentionnées précédemment
3. pour toutes les activités au cours desquelles l'inventaire des matières fissiles dépasse 80 % de la masse critique appropriée, si les limites de la masse sous-critique mentionnées précédemment ne sont pas applicables, ou pas appropriées

Cette évaluation doit être réalisée pour toutes les activités au cours desquelles l'inventaire de matières fissiles dans des zones individuelles non liées dépasse les limites de masse sous-critique mentionnées précédemment.

Pour cette évaluation, les zones individuelles peuvent être considérées non liées lorsque les frontières entre les zones sont telles qu'il ne peut pas y avoir de transfert de matières entre elles [9], que la séparation minimale entre les matières dans des zones adjacentes est de 10 cm et que la densité surfacique de la matière fissile pour chaque zone individuelle est en moyenne inférieure à 50 g/m². Cette prescription s'applique seulement aux isotopes ^{233}U , ^{235}U et ^{239}Pu .

3.3.2.2 Installation de systèmes d'alarme de criticité

Un système d'alarme de criticité respectant les exigences de cette section doit être installé dans les zones où le personnel risque de recevoir une dose de rayonnement excessive. À cette fin, le rendement de fission maximal intégré sur toute la durée de l'accident peut être présumé ne pas dépasser $2,0 \times 10^{19}$ fissions. Le fondement pour un rendement de fission maximal différent doit être documenté.

Si un accident de criticité de magnitude moindre que l'accident préoccupant le moins grave indiqué à la section 3.4.6 est en cause, alors d'autres méthodes de détection (p. ex. un dosimètre sonore individuel) devraient être considérées. On ne considère pas ces autres méthodes de détection comme des systèmes d'alarme de criticité et elles ne sont donc pas visées par la section 3 de ce document.

3.3.2.3 Détection des accidents de criticité

Dans les zones où un système d'alarme de criticité est requis, un dispositif pour détecter les accidents de criticité et les signaler doit être en place de manière à ce que des mesures de protection soient rapidement appliquées.

3.3.3 Alarme de criticité

Les signaux d'alarme de criticité doivent être utilisés pour assurer une évacuation rapide ou d'autres mesures de protection. Les signaux d'alarme de criticité doivent être uniformes dans l'ensemble du système. Ces signaux doivent être différents des autres signaux ou alarmes qui nécessitent une réponse différente de la réponse nécessaire en cas d'accident de criticité.

Le générateur de signaux doit être déclenché automatiquement et rapidement lors de la détection d'un accident de criticité.

Après le déclenchement, les générateurs de signaux doivent continuer à fonctionner au besoin, tel qu'indiqué par les procédures d'urgence, même si le rayonnement diminue en deçà du point d'alarme, et suffisamment longtemps pour que les personnes puissent atteindre les points de rassemblement après évacuation et appliquer les procédures de comptabilisation du personnel. Des systèmes de réinitialisation manuels, à accès limité, doivent être en place à l'extérieur des zones nécessitant une évacuation [8].

On peut prévoir un moyen de déclenchement manuel de l'alarme de criticité.

Dans toutes les zones occupées où une mesure de protection du personnel est requise en cas de détection d'accident de criticité, le nombre et l'emplacement des générateurs de signaux d'alarme de criticité doivent être tels que les signaux permettent d'aviser rapidement le personnel de ces zones.

Les générateurs sonores devraient produire un niveau de pression acoustique global d'au moins 75 dB, mais celui-ci ne doit pas se situer à moins de 10 dB au-dessus du niveau du bruit ambiant propre à chaque zone protégée par le système d'avertissement sonore.

En raison du fait que les niveaux sonores excessifs peuvent être nuisibles pour le personnel, les générateurs sonores ne doivent pas produire de niveaux sonores dépassant 115 dB, en pondération fréquentielle A.

Dans les zones où les niveaux sonores ambiants sont très élevés ou lorsque la protection de l'ouïe est obligatoire, des signaux visuels ou d'autres alarmes devraient être envisagés.

3.3.4 Fiabilité

Les fausses alarmes doivent être évitées autant que possible. On peut éviter cette situation en utilisant des détecteurs à canal unique fiables ou en se servant du signal de deux détecteurs ou plus pour initier l'alarme.

Dans les systèmes redondants, la défaillance d'un canal unique ne doit pas empêcher la conformité aux critères de détection spécifiés à la section 3.4.6.

On doit prévoir un moyen de tester la réponse et le rendement du système d'alarme sans provoquer d'évacuation [8].

Des instruments portatifs peuvent être utilisés dans des cas spéciaux pour accroître la capacité de détection du système d'alarme d'accident de criticité. Par exemple, on peut utiliser ces instruments lors de l'entretien ou des essais du système d'alarme, lors des exercices d'évacuation, lorsque des activités sont réalisées dans des zones qui ne sont pas habituellement occupées par du personnel, ou lors d'opérations spéciales.

Lorsqu'on utilise des instruments portatifs pour se conformer à la section 3 du présent document d'orientation, l'utilisation doit être évaluée pour déterminer si les critères appropriés sont respectés. Les critères relatifs à l'utilisation des instruments portatifs doivent être spécifiés dans les procédures.

Les zones de procédé dans lesquelles des activités se poursuivront pendant les pannes d'électricité doivent être dotées d'alimentation de secours pour ce qui est des systèmes d'alarme, ou encore ces activités doivent être surveillées de manière continue à l'aide d'instruments portatifs.

La sensibilité adéquate du système d'alarme en cas d'accidents considérés comme étant les moins graves est examinée à la section 3.4.7.

Les détecteurs soumis à un rayonnement intense dépassant 1000 Gy/h doivent pouvoir déclencher une alarme. On peut démontrer la conformité à cette disposition par un essai de détecteur échantillonné ou en suivant les essais précisés par le fabricant pour des échantillons de production [8].

3.4 Critères de conception des systèmes

3.4.1 Fiabilité

Le système doit être conçu de manière à faire preuve d'une fiabilité élevée et doit utiliser des composants qui ne nécessitent pas d'entretien fréquent (comme de la lubrification ou un nettoyage).

Le système devrait être conçu de manière à réduire au minimum les effets de la non-utilisation, de la détérioration, des pointes de puissance et d'autres conditions nuisibles. La conception du système devrait être la plus simple possible tout en respectant les objectifs visant à s'assurer que le déclenchement du signal d'alarme de criticité est fiable et que les fausses alarmes sont évitées autant que possible.

3.4.2 Vulnérabilité du système

Tous les composants du système devraient être situés ou protégés de manière à réduire au minimum les dommages en cas d'incendie, d'explosion, d'atmosphère corrosive ou de conditions extrêmes. Le système devrait être conçu de manière à réduire au minimum le risque de défaillance (y compris les fausses alarmes) dû à l'erreur humaine. Les principaux composants du système devraient être étiquetés.

3.4.3 Tolérance sismique

Le système devrait demeurer opérationnel en cas de séisme équivalent au séisme de référence propre au site, ou à la valeur équivalente spécifiée par le *Code national du bâtiment - Canada* qui s'applique à la structure.

3.4.4 Alarme de type « panne »

Le système devrait comporter un signal d'avertissement visuel ou sonore qui pourra être observé aux emplacements habituellement occupés en cas de défaillance du système ou de perte d'alimentation primaire.

3.4.5 Temps de réponse

Le système doit être conçu pour produire un signal d'alarme de criticité dans la demi-seconde (0,5 s) suivant la détection d'un accident de criticité par le détecteur.

3.4.6 Critère de détection

L'une des considérations importantes dans la conception du système d'alarme d'accident de criticité est la définition de l'événement le moins grave pouvant être détecté, appelé « accident préoccupant le moins grave ».

Les systèmes d'alarme de criticité doivent être conçus de manière à répondre immédiatement à l'accident préoccupant le moins grave. Dans les cas où on ne dispose que du blindage nominal, on devrait utiliser la définition de l'accident préoccupant le moins grave trouvée dans le glossaire en fin de document. Toute référence à une autre définition devra être documentée.

Le document LA-13638 [21] décrit des accidents de criticité nucléaire qui se sont produits durant le traitement ou la manutention des matières fissionnables. L'examen de ces événements a permis de formuler la définition pour l'« accident préoccupant le moins grave » fournie dans le lexique.

3.4.7 Sensibilité

Les systèmes d'alarme de criticité doivent être conçus de manière à ce que le déclenchement de l'alarme se produise lors de l'état transitoire le plus court. On peut supposer que la durée minimale de l'émission de rayonnement lors d'un état transitoire est d'une milliseconde (1 ms).

Le seuil de déclenchement de l'alarme doit être réglé à un niveau suffisamment bas pour détecter l'accident préoccupant le moins grave. Le seuil de déclenchement de l'alarme devrait être également suffisamment élevé pour réduire au minimum le risque de déclenchement de l'alarme par des causes autres que la criticité.

3.4.8 Emplacement des détecteurs

L'espacement entre les détecteurs doit être conforme au seuil de déclenchement d'alarme choisi et aux critères de détection.

L'emplacement des détecteurs et l'espacement entre eux devraient être choisis de manière à réduire au minimum l'effet du blindage causé par l'équipement ou les matériaux massifs. Le blindage assuré par les matériaux de construction à faible masse volumique, comme les armatures en bois, les murs intérieurs minces, les briques creuses, etc., peut être ignoré.

L'annexe D donne quelques exemples d'emplacements des détecteurs gamma et des détecteurs de neutrons.

3.4.9 Verrouillage du système de ventilation

Le verrouillage du système de ventilation devrait être possible pour éviter les rejets de gaz de fission à l'extérieur de la zone causant problème. On devrait s'assurer que le fait de fermer la ventilation n'entraîne pas d'autres risques sur le plan de la sûreté.

3.5 Essais

3.5.1 Essais initiaux

Des essais initiaux, des inspections et des vérifications du système doivent permettre de s'assurer que la fabrication et l'installation ont été réalisées conformément au plan et aux spécifications de conception.

3.5.2 Essais spéciaux

À la suite de modifications ou de réparations, ou encore d'événements remettant en question le rendement du système, il doit y avoir des essais et des inspections pertinents pour démontrer que le système fonctionne correctement.

3.5.3 Réponse au rayonnement

La réponse du système au rayonnement doit être mesurée périodiquement pour confirmer le rendement continu de l'instrument. L'intervalle entre les essais doit être déterminé d'après l'expérience. En l'absence d'expérience, les essais devraient être effectués au moins une fois par mois.

Des registres des essais doivent être conservés. La conception du système peut intégrer des caractéristiques d'autovérification afin d'automatiser des parties de ces essais.

3.5.4 Essais périodiques

Le système d'alarme complet doit être testé périodiquement. Chaque générateur de signaux doit être testé au moins une fois par année. Des observations sur le terrain doivent établir si les signaux d'alarme de criticité fonctionnent bien dans toutes les zones où le personnel pourrait recevoir une dose de rayonnement excessive. Tout le personnel des zones concernées doit être avisé avant les essais des signaux d'alarme de criticité.

3.5.5 Mesures correctives

Lorsque des essais révèlent un rendement inadéquat, des mesures correctives doivent être prises le plus rapidement possible. Si l'on utilise des instruments portatifs, il faut respecter les critères de la section 3.3.4.

3.5.6 Procédures d'essai

Les procédures d'essai du système doivent permettre de réduire au minimum le taux de fausses alarmes et de déclenchement intempestif des mesures d'urgence. Les procédures doivent exiger que les systèmes soient ramenés à un fonctionnement normal immédiatement après les essais.

La norme CEI 60860, *Instrumentation pour la radioprotection - Équipement de signalisation des accidents de criticité* [10], contient des renseignements utiles concernant les caractéristiques électriques et les procédures d'essai de l'équipement d'alarme. Cette norme peut être utilisée comme guide dans ce domaine.

3.5.7 Registres

Des registres des essais et des mesures correctives pour chaque système doivent être conservés. Ces registres fournissent de l'information sur le fonctionnement du système et permettent d'identifier les sources de défaillance.

3.5.8 Hors d'usage

Le titulaire de permis doit élaborer et mettre en œuvre des critères relatifs à la mise hors d'usage du système d'alarme de criticité nucléaire.

Si le système est retiré du service en raison d'un problème imprévu, le titulaire de permis doit en informer immédiatement la CCSN en précisant la cause du retrait et sa durée prévue.

Si un système d'alarme de secours adéquat, tel que décrit à la section 3.3.4, est utilisé durant les situations imprévues et si le système est remis en service à l'intérieur de l'échéancier spécifié dans les critères sur la mise hors d'usage, il est acceptable de continuer les opérations à l'intérieur de l'installation.

3.6 Familiarisation des employés

3.6.1 Instructions affichées

Des instructions à l'intention des employés concernant la réponse aux signaux d'alarme de criticité doivent être affichées à des endroits stratégiques dans les zones visées par l'alarme.

3.6.2 Formation et exercices d'alerte de criticité

Des directives relatives à la formation des employés et des visiteurs ainsi qu'à la réalisation des exercices d'alerte de criticité sont fournies à la section 12, *Pratiques administratives relatives à la sûreté-criticité nucléaire*.

4. Utilisation d'anneaux de Raschig en verre borosilicate comme d'absorbeurs de neutrons dans des solutions de matière fissile

Certaines parties de la présente section sont tirées de la norme ANSI/ANS-8.5-1996 (confirmée en 2017), *Use of Borosilicate-Glass Raschig Rings as a Neutron Absorber in Solutions of Fissile Material*, avec la permission de l'éditeur, l'American Nuclear Society. Le texte peut avoir été adapté dans le but de le rendre applicable aux obligations internationales auxquelles souscrit le Canada envers l'AIEA et aux exigences réglementaires de la CCSN.

4.1 Introduction

Les anneaux de Raschig sont utilisés dans des colonnes et des réservoirs contenant des solutions de matière fissile et agissent comme absorbeurs de neutron, ce qui permet d'éviter des accidents de criticité.

4.2 Portée

La section 4 fournit des directives concernant l'utilisation des anneaux de Raschig en verre borosilicate à titre d'absorbeurs de neutrons pour le contrôle de la criticité dans des colonnes garnies contenant des solutions de ^{235}U , ^{239}Pu ou ^{233}U . Le milieu chimique et physique, les propriétés des anneaux et des colonnes garnies, les procédures d'entretien et d'inspection et les lignes directrices pour le fonctionnement sont spécifiés.

4.3 Exigences générales

Le rôle des anneaux de Raschig dans les applications de sûreté-criticité est d'assurer la sous-criticité dans des conditions normales et anormales crédibles pendant la durée de vie d'une colonne. Les exigences générales pour l'utilisation des anneaux de Raschig à des fins de contrôle de la criticité sont :

1. les critères de sûreté-criticité nucléaire de la section 2, *Sûreté-criticité nucléaire des activités comportant des matières fissiles hors réacteurs*, doivent être appliqués
2. les propriétés physiques et chimiques des anneaux de Raschig spécifiés dans le présent document doivent être vérifiées avant leur utilisation initiale dans le contrôle de la criticité
3. à la suite de leur utilisation initiale, une vérification périodique doit permettre de s'assurer que toutes les propriétés physiques et chimiques des anneaux de Raschig sont maintenues
4. l'importance et la fréquence de la vérification des propriétés physiques et chimiques peuvent être déterminées à partir d'un historique documenté des tendances des propriétés propres aux anneaux de Raschig, dans le milieu particulier où ils sont utilisés; autrement, les fréquences spécifiées à la section 4.7.4 doivent s'appliquer en tout temps
5. les méthodes de mesure des propriétés des anneaux de Raschig doivent être documentées et examinées par du personnel qualifié afin de déterminer leur applicabilité et leur validité technique
6. les anneaux de Raschig doivent être compatibles avec le milieu chimique et les conditions physiques des solutions dans lesquelles ils seront immergés

7. l'utilisation d'anneaux de Raschig dans des applications de sûreté-criticité autres que celles visées par le présent document d'orientation devrait être évaluée au cas par cas

4.3.1 Environnement physique

4.3.1.1 Environnement mécanique

Les anneaux de Raschig ne doivent pas être utilisés dans des applications où il risque d'y avoir agitation ou mouvement des anneaux pouvant les endommager suffisamment pour compromettre leur efficacité dans le contrôle de la criticité. Les applications qui présentent ce genre de risque comprennent, sans toutefois s'y limiter, les évaporateurs, les appareils portatives, les colonnes pulsées et les appareils équipées pour le barbotage [22].

4.3.1.2 Environnement radioactif

Les anneaux de Raschig ne doivent pas être utilisés dans les champs de rayonnement ionisants intenses. Les débits de doses maximum pondérés en fonction du temps et reçus par les anneaux doivent être limités aux valeurs suivantes [22] :

1. rayonnement gamma : 10^6 Gy/an
2. rayonnement bêta (énergie $\leq 0,05$ MeV) : 10^7 Gy/an
3. rayonnement bêta (énergie $> 0,05$ MeV) : 10^6 Gy/an
4. rayonnement neutronique : 500 Gy/an
5. rayonnement alpha : débit de dose absorbé dans le verre équivalent à celui reçu par une source de solution homogène générant 2 watts par litre de puissance totale due aux particules alpha

4.3.2 Environnement chimique

4.3.2.1 Milieu presque neutre

L'eau légère et d'autres solutions presque neutres qui ne dépassent pas les concentrations d'ions fluorure libres et d'ions phosphate spécifiées à la section 4.3.2.2, points 3 et 4, sont des milieux chimiques acceptables pour les anneaux de Raschig, même si leur pH est légèrement supérieur à 7,0.

4.3.2.2 Milieu acide

La solution en contact avec les anneaux de verre doit respecter les conditions suivantes :

1. le pH est inférieur ou égal à 7,0, sauf dans les cas précisés à la section 4.3.2.1
2. la température ne dépasse pas 120 °C
3. la concentration en ions fluorure libres ne dépasse pas la concentration molaire de 0,0001, à moins qu'il y ait compatibilité avec cette concentration, conformément aux sections 4.4.4 et 4.7.4 du présent document
4. la concentration en ions phosphate ne dépasse pas une concentration molaire de 1

En tenant compte de ces restrictions, les milieux chimiques acceptables comprennent les solutions de sels d'acide organique ou inorganique, les hydrocarbures, et les solutions comportant des agents chélateurs ou des agents complexants contenus dans des hydrocarbures. Les résultats des essais de corrosion sur les anneaux de Raschig en verre borosilicate qui appuient ces exigences figurent dans la documentation [22, 23].

4.3.2.3 Milieu basique

Les anneaux de Raschig ne doivent pas être utilisés pour le contrôle de la criticité dans des solutions basiques, à moins que les limites chimiques et physiques pour cette application aient été déterminées et documentées. Si des anneaux sont utilisés à cette fin, la fréquence des inspections doit être déterminée à partir d'une analyse des tendances, afin de s'assurer que les exigences du présent document sont respectées. Les études portant sur la corrosion du verre au borosilicate dans des milieux basiques figurent dans la documentation [23].

4.4 Spécifications des anneaux

4.4.1 Composition

4.4.1.1 Type de verre

La composition normale du verre utilisé pour les anneaux de Raschig doit être du verre de type I, de classe A, tel que spécifié dans la norme *Standard Specification for Glasses in Laboratory Apparatus*, ASTM E 438-1992 [24].

4.4.1.2 Masse volumique du verre

La masse volumique du verre employée pour les anneaux de Raschig ne doit pas être inférieure à 2,22 mg/mm³ à 25 °C.

4.4.1.3 Teneur en ¹⁰B du verre

La teneur en ¹⁰B du verre employé pour les anneaux de Raschig ne doit pas être inférieure à 0,655 % du poids total du verre. Cette teneur isotopique peut être déterminée directement, ou obtenue à partir des mesures suivantes :

1. mesure du bore élémentaire et du rapport ¹⁰B/¹¹B
2. mesure de la teneur en oxyde de bore, du rapport ¹⁰B/¹¹B et détermination du rapport bore/oxygène de l'oxyde

4.4.2 Diamètre de l'anneau

Chaque anneau de Raschig doit avoir un diamètre extérieur moyen ne dépassant pas 38 mm (1,5 po), sauf aux extrémités, où un diamètre légèrement plus grand, comme ce qui peut être obtenu par polissage à la flamme, est acceptable [22].

4.4.3 Fini de surface

Tous les finis de surfaces des anneaux de Raschig doivent être lisses et exemptes de bords tranchants.

4.4.4 Essais chimiques

Les essais chimiques appliqués aux anneaux de Raschig et les critères d'acceptation de ces essais doivent être établis, documentés et examinés par du personnel qualifié. Ces essais doivent être effectués sur les anneaux, afin de démontrer leur compatibilité dans des conditions normales et anormales crédibles de service (p. ex. exposition à l'acide nitrique, à l'hydroxyde de sodium et au fluorure d'hydrogène).

4.4.5 Essais mécaniques

Les anneaux de Raschig doivent être soumis à des essais mécaniques conçus pour évaluer l'intégrité du verre. Ces essais doivent permettre de démontrer que les anneaux demeureront intacts en service, dans les conditions normales et anormales crédibles prévues. Si leur utilisation est statique de façon générale, et si le liquide s'écoule aisément à l'intérieur et vers l'extérieur de l'appareil sans mouvement dynamique entre les anneaux, les essais mécaniques permettront de confirmer à tout le moins que le verre peut supporter la charge statique. Si l'utilisation prévoit une agitation vigoureuse qui pourrait briser le verre suite au mouvement, les essais mécaniques doivent permettre de confirmer que les anneaux peuvent supporter les forces dynamiques sans se briser.

4.5 Spécifications des colonnes garnies

Les colonnes destinées à contenir des anneaux de Raschig doivent être conçues et fabriquées de manière à faciliter les activités suivantes :

1. l'addition et l'enlèvement de solution
2. l'ajout et le retrait d'anneaux de Raschig
3. l'enlèvement et le remplacement d'échantillons représentatifs de la solution et des anneaux à des fins d'essai
4. la mesure du volume de solution
5. la vérification du niveau des anneaux garnissant la colonne
6. le nettoyage de la colonne et des anneaux

Les conduites prévues pour l'enlèvement de la solution doivent être conçues et installées de manière à éviter l'enlèvement des pièces de verre avec la solution (p. ex. écran par-dessus la conduite d'évacuation).

4.5.1 Installation des anneaux

Toutes les parties de la colonne doivent être remplies d'anneaux bien « tassés » (c.-à-d. que les anneaux ont été manipulés avec soin pendant le chargement, de manière à ce qu'ils ne bougent pas davantage pendant l'utilisation).

Des anneaux placés à la main avec soin présenteront une fraction de volume de verre plus grande que s'ils avaient été placés de manière aléatoire; cependant, les deux possibilités sont permises. On devrait avoir recours à une procédure d'installation et de compactage qui minimise les bris, favorise le tassement et réduit au minimum les vides.

La mise en place initiale d'anneaux dans un appareil peut utiliser des anneaux non marqués qui satisfont aux exigences du présent document. Cependant, si des anneaux sont ajoutés à la charge initiale (pour compenser le tassement ou pour remplacer des anneaux enlevés à des fins d'analyse), les anneaux ajoutés doivent être identifiés de manière permanente afin d'éviter qu'ils soient utilisés comme faisant partie de la charge initiale.

4.5.2 Parties de la colonne exemptée d'anneaux

Les colonnes garnies d'anneaux peuvent comporter des espaces libres d'anneaux de Raschig (en contradiction apparente avec la section 4.5.1), en autant que chaque zone exempte d'anneau possède un diamètre extérieur inférieur à 64 mm (2,5 po). Ces espaces peuvent contenir des conduites imbriquées dans une partie qui serait autrement garnie d'anneaux bien tassés.

L'espace bout à bout entre chaque région exempte d'anneau doit être d'au moins 305 mm (12 po). La région exempte d'anneau peut être occupée par une conduite unique ou par un ensemble de conduites, en autant que cet ensemble possède lui aussi un diamètre extérieur inférieur à 64 mm (2,5 po). Ces régions peuvent avoir différentes utilités (p. ex. une conduite perforée servant à contenir un ensemble d'anneaux de Raschig de contrôle) [22].

4.5.3 Détermination du niveau des anneaux

La partie supérieure des anneaux de Raschig à l'intérieur d'une colonne doit être inspectée périodiquement dans le but de détecter le tassement au fil du temps et de l'utilisation. Cette inspection peut être visuelle ou non (p. ex. radiographie). Si une méthode visuelle est utilisée pour inspecter le niveau des anneaux, un nombre suffisant d'ouvertures ou de verres de contrôle doit être disponible pour permettre l'inspection de toute la surface supérieure. Voir la 4.7.1 pour la restauration du volume d'anneau s'il y a tassement.

4.5.4 Détermination de la fraction du volume de verre

La fraction du volume de verre doit être déterminée chaque fois que de nouveaux anneaux sont installés dans la colonne. Cela s'applique soit au remplacement total des anneaux ou à l'ajout de quelques anneaux pour compenser le tassement.

4.5.5 Volume admissible de solution dans une colonne garnie d'anneaux

Le niveau de solution ne doit pas dépasser le niveau des anneaux garnissant uniformément la colonne. Une méthode visant à déterminer cette condition doit être en place même si les anneaux se tassent au fil du temps ou de l'utilisation, afin d'éviter qu'il y ait accumulation de solution dans une région exempte d'anneau. Cette protection peut être assurée par l'un des moyens suivants :

1. des inspections réalisées à une fréquence adéquate pour identifier le tassement inacceptable d'une inspection à l'autre (voir section 4.7.1)
2. un tube de trop-plein qui limite le niveau du liquide dans la colonne ou
3. des procédures de fonctionnement qui limitent le niveau de liquide dans la colonne, en autant que cette dernière soit équipée d'un indicateur de niveau de liquide accompagné d'un système d'alarme approprié

4.6 Concentrations maximales spécifiées pour les solutions fissiles

Les anneaux de Raschig s'entassent de différentes manières dans les colonnes, ce qui donne lieu à de légers écarts dans la fraction de volume de verre résultante à l'intérieur de la colonne. Le tableau 4-1 donne la concentration maximale admissible en isotope fissile pour des solutions contenant de l'uranium et du plutonium contenues dans des colonnes de taille illimitée remplies d'anneaux de Raschig en verre borosilicate qui respectent les exigences du présent document [22, 25].

Remarque : Le tableau 4-1 ne doit pas être utilisé pour les mélanges d'uranium et de plutonium en solution. La contamination d'un élément par l'autre à un faible niveau est admissible. La définition du faible niveau de contamination doit être justifiée et documentée. Les solutions indiquées dans le tableau doivent avoir une masse volumique en hydrogène qui n'est pas inférieure à 75 g de H par litre et qui ne dépasse pas 115 g de H par litre.

Les trois colonnes sous la mention « Uranium » se rapportent à des solutions généralement caractérisées par un enrichissement en uranium, comme suit :

1. la colonne de gauche se rapporte aux solutions faiblement enrichies dans les deux isotopes
2. la colonne du centre se rapporte aux solutions de ^{235}U nominales, avec une faible contamination par le ^{233}U
3. la colonne de droite se rapporte aux solutions de ^{233}U nominales

Lorsque les combinaisons d'isotopes se rattachent à plus d'une catégorie, la limite de concentration de n'importe quelle colonne peut être appliquée. Dans tous les cas, une faible contamination par le plutonium est admise. La définition du faible niveau de contamination doit être justifiée et documentée. La plage d'isotopes indiquée en haut de chaque colonne définit les compositions en actinides admises pour les concentrations indiquées. L'interpolation graphique entre les fractions de volume de verre figurant dans le tableau est admise.

Tableau 4-1 : Concentrations¹ maximales admissibles de solutions² de matières fissiles dans des colonnes garnies d'un nombre illimité d'anneaux de Raschig en verre borosilicate [ANSI/ANS-8.5]

Fraction du volume de verre dans la colonne	Composition isotopique en pourcentage en poids				
	Uranium ³			Plutonium	
	²³⁵ U est inférieur ou égal à 5 et ²³³ U est inférieur ou égal à 0,01	²³⁵ U est inférieur ou égal à 100 et ²³³ U est inférieur ou égal à 1	²³⁵ U est inférieur ou égal à 99 et ²³³ U est supérieur à 1	²³⁹ Pu est présent en n'importe quelle quantité et ²⁴¹ Pu est présent en quantité moindre que le ²⁴⁰ Pu, et ²⁴¹ Pu est inférieur ou égal à 15	²⁴⁰ Pu est inférieur ou égal à 5
24 %	non limité	270 g/L	150 g/L	115 g/L	140 g/L
28 %	non limité	330 g/L	180 g/L	140 g/L	170 g/L
32 %	non limité	400 g/L	200 g/L	180 g/L	220 g/L

¹ L'interpolation entre ces points de données est permise.

² Toute matière fissile déposée sous forme de solides ou de précipités ou de matières en suspension dans le liquide doit être incluse dans le calcul de la concentration de « solution ».

³ Voir la section 4.6 pour une description générale de l'applicabilité de ces trois colonnes.

4.7 Inspection pour entretien

Les anneaux de Raschig doivent être inspectés périodiquement pour déterminer s'ils se sont compactés, si leurs propriétés physiques ou chimiques ont été modifiées, et si des solides se sont accumulés. Un registre des résultats des inspections portant sur les anneaux installés doit être tenu pour chaque colonne remplie d'anneaux. Ces données seront utilisées pour déterminer la fréquence des inspections suite à une analyse documentée. Tout changement dans la fréquence des inspections, accompagné d'une justification, doit être documenté.

4.7.1 Tassement

S'il y a tassement, il faut ajouter des anneaux respectant les spécifications contenues dans le présent document, afin de restaurer le garnissage complet. Ces anneaux doivent être identifiés par des marques permanentes afin d'éviter qu'ils soient utilisés comme échantillons pour l'entretien, étant donné qu'ils ne sont pas représentatifs de la charge initiale. Le nombre d'anneaux ajoutés et les commentaires appropriés à ce sujet doivent être enregistrés et conservés pendant la durée de vie de l'ensemble d'anneaux garnissant la colonne. Les tendances relatives au tassement peuvent être déterminées par comparaison avec les résultats antérieurs.

4.7.2 Matières solides fissiles

Un registre doit être tenu afin de faciliter l'évaluation de l'accumulation des matières solides fissiles sur les anneaux de Raschig et sur la partie interne de la colonne, afin de mettre en place les contrôles appropriés. Les anneaux contenus dans la colonne doivent être nettoyés ou remplacés, et les parois de la colonne doivent être nettoyées si des matières solides contenant plus de 50 g de ^{233}U , de ^{235}U , de Pu ou d'une combinaison de ces isotopes par litre de verre s'y sont déposées [22].

4.7.3 Propriétés physiques

Les anneaux de Raschig doivent être inspectés périodiquement en cours de service, afin de déterminer leurs propriétés physiques actuelles, grâce à des essais portant sur des échantillons d'anneaux, prélevés dans des régions représentatives de chaque colonne. Le but de cette procédure est de s'assurer que les exigences de la présente section sont respectées.

Des procédures doivent être mises en œuvre dans le but d'éviter l'inclusion, dans les échantillons d'anneaux de Raschig, de fragments qui ne font pas partie de la charge initiale déposée dans la colonne (voir section 4.7.1).

Des anneaux de Raschig de contrôle peuvent être utilisés pour ces essais, en autant qu'ils demeurent à l'intérieur de la colonne sauf pendant des périodes d'essai ne dépassant pas deux semaines par essai et quatre semaines par année au total. La colonne peut être utilisée de manière continue, lorsque les anneaux de Raschig de contrôle en sont retirés, en autant que les spécifications des sections 4.5.2 et 4.5.3 continuent d'être respectées.

Si l'un ou l'autre des anneaux de Raschig utilisés en service et mis à l'essai ne respecte pas les spécifications relatives aux anneaux précisées à la section 4.4 durant l'inspection pour entretien, une évaluation doit être réalisée afin de déterminer la mesure appropriée à prendre. Une mesure appropriée peut être (sans toutefois s'y limiter) l'une ou plusieurs des mesures suivantes :

1. procéder à une nouvelle analyse du ou des paramètres posant problème pour le même ensemble d'anneaux

2. obtenir un nouvel échantillon d'anneaux et analyser de nouveau le ou les paramètres posant problème pour ce nouvel ensemble d'échantillons, ou
3. remplacer l'ensemble des anneaux garnissant la colonne

L'analyse des tendances pour les essais périodiques physiques et chimiques peut être utilisée pour prévoir la durée de vie utile des anneaux de Raschig.

4.7.4 Intervalles entre les inspections

Les anneaux de Raschig doivent être inspectés périodiquement pour démontrer qu'ils maintiennent leur propriété de contrôle de la criticité. Ces essais doivent inclure le tassement des anneaux (voir section 4.7.1), l'accumulation de matières solides (voir section 4.7.2) et les propriétés physiques du verre (voir section 4.7.3). L'intervalle initial d'inspection des anneaux ne doit pas dépasser :

1. 13 mois dans le cas des anneaux qui ne sont pas soumis à une agitation, ou
2. 7 mois pour les anneaux soumis à une agitation

Cet intervalle initial entre les inspections peut être plus grand, en autant que cela soit justifié par une analyse documentée et approuvée.

Les intervalles subséquents entre les inspections peuvent être basés sur l'analyse des tendances dans les données. Si des registres et des inspections confirment qu'il n'y a pas eu de solution dans la colonne depuis la dernière inspection et que la colonne n'a pas été contaminée par des vapeurs corrosives, alors seulement l'essai portant sur le tassement (voir section 4.7.1) sera requis.

Si les anneaux de Raschig sont exposés à des solutions dans lesquelles la concentration en ions fluorure dépasse la concentration molaire de 0,0001, une fréquence d'inspection appropriée doit être établie afin de s'assurer que les anneaux conservent les propriétés chimiques et mécaniques spécifiées à la section 4.4.

5. Sûreté dans la mesure *in situ* de la multiplication des neutrons sous-critiques

Certaines parties de la présente section sont tirées de la norme ANSI/ANS-8.6-1983 (confirmée en 2017), *Safety in Conducting Subcritical Neutron Multiplication Measurements In Situ*, avec la permission de l'éditeur, l'American Nuclear Society. Le texte peut avoir été adapté dans le but de le rendre applicable aux obligations internationales auxquelles souscrit le Canada envers l'AIEA, et aux exigences réglementaires de la CCSN.

5.1 Introduction

Pour utiliser de manière sûre et économique les matières fissiles, il faut connaître la sous-criticité des configurations que l'on rencontre dans le traitement, le stockage et le transport des matières. Les données relatives aux expériences de criticité ont été la source principale d'information ayant permis d'établir des pratiques sûres. Cependant, un besoin se fait sentir en ce qui a trait à des mesures effectuées pour des applications restreintes qui peuvent fournir plus efficacement et rapidement des directives relative à l'exploitation sécuritaire avec des matières fissiles dans les configurations spécifiques rencontrées dans les milieux industriels. Ces mesures sont effectuées dans certains secteurs d'exploitation de l'usine et sont appelées mesures nucléaires *in situ*.

La protection du personnel durant les expériences *in situ* dépend de la nature de l'accident de criticité à éviter. La présente section précise les critères et les pratiques en matière de sûreté pour réaliser de telles expériences. La section porte essentiellement sur des mesures de la multiplication des neutrons et reflète ainsi l'importance de cette expérience, mais les principes présentés dans cette section peuvent être appliqués à des mesures basées sur d'autres indices de réactivité, comme la constante de désintégration des neutrons rapides.

5.2 Portée

La présente section donne une orientation en matière de sûreté pour la réalisation de mesure de la multiplication des neutrons dans des conditions sous-critiques, où les procédures administratives constituent la seule barrière et le personnel n'a pas de protection physique contre les conséquences d'un accident de criticité. L'objectif des mesures *in situ* est soit de confirmer une marge de sûreté adéquate, soit d'améliorer une estimation de cette marge. Le premier objectif peut être un essai de la sûreté-criticité d'une conception qui est basée sur des calculs. Le deuxième peut améliorer les conditions d'exploitation en réduisant les incertitudes associées aux marges de sûreté et en fournissant une orientation pour les nouvelles conceptions.

5.3 Pratiques administratives

Une procédure écrite pour chaque nouvelle expérience *in situ* doit être préparée et examinée d'une manière approuvée par la direction. La responsabilité première de la sûreté doit être assignée à une seule personne possédant de l'expérience dans la réalisation d'expériences de sous-criticité ou de criticité. Un autre employé expérimenté doit examiner la procédure.

La procédure écrite doit être examinée par toutes les personnes qui ont l'intention de participer à l'expérience.

Au moins deux personnes doivent être présentes durant l'expérience.

Un registre de l'état de la situation et des progrès de l'expérience doit être tenu, en mettant particulièrement l'accent sur la sûreté.

Les procédures à suivre en cas d'urgence et les instruments de détection du rayonnement appropriés à l'expérience doivent être fournis.

5.4 Critères relatifs à l'équipement

L'intégrité mécanique de l'équipement à utiliser avec l'assemblage de matières fissiles doit être vérifiée avant l'expérience.

Le fonctionnement adéquat de tous les circuits de comptage, des détecteurs de neutrons et de rayons gamma, des alarmes et des autres instruments nécessaires doit être vérifié avant l'expérience.

Une source de neutrons doit être présente pour produire une quantité de neutrons suffisante pour démontrer la multiplication des neutrons. Cette source peut être contenue dans l'assemblage fissile, c'est-à-dire des neutrons issus de la fission spontanée ou de réactions émettant d'autres particules (α , n).

Au moins deux instruments indépendants de comptage sensibles aux neutrons doivent surveiller la population de neutrons dans l'assemblage fissile à l'étude.

Un signal sonore indiquant de manière continue la quantité de neutrons doit être utilisé et peut être jumelé à un autre type de signal, par exemple une lumière clignotante.

5.5 Pratiques opérationnelles

Si l'une des personnes participant à l'expérience a des doutes sur la sûreté d'une action ou d'une étape particulière, l'expérience doit être suspendue jusqu'à ce que les doutes soient éliminés.

La cause de tout comportement imprévu de l'assemblage et de l'équipement connexe ou de toute particularité dans les données résultantes doit être résolue avant l'ajout de réactivité.

La limite de réactivité de l'assemblage fissile doit être définie dans la procédure écrite. Cette limite peut être énoncée en termes de valeur maximale de la multiplication des neutrons ou en termes d'une fraction de la masse critique estimée, du volume ou des dimensions. La marge inférieure à la criticité doit être une fonction des incertitudes associées à l'expérience; il faut prévoir une tolérance pour les effets de la réflexion des neutrons sur le personnel ou d'autres objets mobiles.

Des graphiques de la multiplication des neutrons en fonction du paramètre dénotant le changement de réactivité doivent être maintenus indépendamment par au moins deux personnes qui utilisent les données provenant de deux canaux ou plus de détection des neutrons. Ces représentations graphiques doivent comporter un nombre suffisant de points pour permettre une extrapolation significative.

L'importance de l'addition de réactivité doit être guidée par l'extrapolation des graphiques de la multiplication des neutrons réciproques et doit être telle que la limite de réactivité définie à la section 5.5 n'est pas dépassée. Il faut faire preuve de prudence dans l'interprétation des courbes de multiplication des neutrons (réseau réciproque); les courbes expérimentales courantes sont examinées dans le document intitulé *The Technology of Nuclear Reactor Safety*, Vol. 1, chapitre 5 [26].

Toute addition de réactivité doit être autorisée par la personne responsable de la sûreté, conformément à la section 5.3.

Aucune addition de réactivité ne doit être faite avant que les effets des additions précédentes aient été évalués et avant que la réponse de l'addition subséquente ait été estimée.

Les additions de réactivité ne doivent pas être faites simultanément en ayant recours à plus d'une méthode.

La modification de la méthode d'addition de réactivité ne doit pas invalider l'extrapolation du graphique de la multiplication réciproque.

Il faut tenir compte de la possibilité que des additions de réactivité soient faites par inadvertance, comme celles qui pourraient se produire en raison de l'instabilité des boues radioactives, de l'effondrement ou de la formation de vides, ou du transfert de matières par inadvertance, ou encore à cause d'autres conditions.

L'emplacement de la source et des détecteurs doit être tel que les neutrons observés sont principalement ceux produits par l'assemblage fissile.

Si une source de neutron ou un détecteur est déplacé de son emplacement vers un autre, ou si un matériau d'atténuation est inséré entre la source et les détecteurs, l'effet de ce changement sur le taux de comptage des neutrons doit être mesuré avant toute addition de réactivité.

La modification de l'espacement entre les éléments d'un réseau ne devrait pas être employée comme moyen pour changer la réactivité. Des données issues des graphiques de multiplication réciproque obtenues pour différentes expériences avec des espacements différents peuvent être utilisées pour évaluer l'effet de l'espacement entre les éléments sur la multiplication des neutrons.

6. Sûreté-criticité nucléaire dans le stockage des matières fissiles

Certaines parties de la présente section sont tirées de la norme ANSI/ANS-8.7-1998 (confirmée en 2017), *Nuclear Criticality Safety in the Storage of Fissile Materials*, avec la permission de l'éditeur, l'American Nuclear Society. Le texte peut avoir été adapté dans le but de le rendre applicable aux obligations internationales auxquelles souscrit le Canada envers l'AIEA, et aux exigences réglementaires de la CCSN.

6.1 Introduction

La section 6 présente les critères de stockage généraux basés sur des calculs validés, ainsi que certaines pratiques techniques et administratives appropriées au stockage des matières fissiles [27, 28].

Les limites de masse figurant sous forme de tableau et présentées dans cette section sont prévues pour des configurations de stockage idéales. Bien que ces configurations ne soient pas courantes en pratique, elles fournissent les fondements de l'établissement des réseaux de stockage sécuritaire. Comme la présente section ne peut pas englober toutes les conditions possibles, l'utilisation de renseignements additionnels est encouragée [16, 29, 30]. Par exemple, lorsque la sous-criticité des réseaux n'est pas spécifiée dans la présente section, on peut la confirmer en réalisant des mesures de la multiplication des neutrons, tel qu'indiqué à la section 5, *Sûreté dans les mesures in situ de la multiplication des neutrons sous-critiques*.

6.2 Portée

Cette section s'applique au stockage des matières fissiles. Les limites relatives à la masse et à l'espacement sont présentées sous forme de tableau pour l'uranium contenant plus que 30 % en poids de ^{235}U , pour le ^{233}U et pour le plutonium, en tant que métaux et oxydes. Les critères relatifs à l'application de ces limites sont indiqués.

6.3 Pratiques de sûreté-criticité nucléaire

6.3.1 Pratiques administratives

Toutes les activités touchant des matières fissiles, y compris le stockage, doivent être réalisées conformément à la section 2, *Sûreté-criticité nucléaire des activités comportant des matières fissiles hors réacteurs*. Cette section a pour but de compléter la section 2 en précisant les critères de stockage applicables à de nombreuses matières fissiles. Si les limites précisées dans cette section sont utilisées, on doit appliquer une marge administrative de sous-criticité pour assurer la conformité avec la section 2.1.2.2.

Les méthodes de contrôle du stockage et les pratiques opérationnelles approuvées par la direction doivent être décrites dans des procédures écrites. Les personnes qui participent au transfert et au stockage des matières doivent être familières avec ces procédures. Les limites pour le stockage doivent être affichées.

La direction doit prévoir des inspections afin de vérifier la conformité avec les procédures établies.

L'accès aux zones de stockage doit être contrôlé.

Des directives additionnelles relatives aux pratiques administratives figure à la section 12, *Pratiques administratives en matière de sûreté-criticité nucléaire*.

6.3.2 Pratiques techniques

Les limites relatives au stockage des matières fissiles doivent être basées sur des données expérimentales ou sur les résultats des calculs effectués grâce à des techniques de calcul validées.

Les installations et structures de stockage doivent être conçues, fabriquées et entretenues conformément aux bonnes pratiques d'ingénierie.

La conception des structures de stockage devrait permettre d'empêcher les configurations ou arrangements inacceptables, ce qui permettra de réduire la dépendance aux contrôles administratifs.

Les matières fissiles doivent être stockées de manière à ce qu'un accident de sûreté-criticité résultant d'un incendie ou d'une inondation, d'un tremblement de terre ou d'une autre catastrophe naturelle ne soit pas une préoccupation.

Les zones de stockage ne devraient pas contenir de matière combustible. Lorsqu'il est impossible d'éviter la présence de quantités importantes de matières combustibles, comme dans le cas du stockage de déchets de combustion, un système de protection contre les incendies doit être installé.

Les rayons servant au rangement doivent être robuste et non combustible. L'espacement entre les unités de stockage peut être maintenu grâce à des grilles, des boîtes de métal recouvertes ou des barrières physiques sur des étagères.

Les contenants de matières fissiles se trouvant dans des zones dotées de gicleurs d'incendie doivent être conçus de manière à éviter l'accumulation d'eau.

Dans les zones de stockage des matières fissiles équipées de gicleurs, on doit tenir compte de la possibilité que la criticité survienne dans une accumulation d'eau de ruissellement provenant du système de gicleurs.

Une alarme d'accident de criticité doit être en place, conformément à la section 3, *Système d'alarme d'accident de criticité*.

De bonnes pratiques d'entretien des aires de stockage doivent être intégrées aux pratiques de sûreté-criticité nucléaire.

6.4 Paramètres, limites et conditions

Les tableaux 6-1 à 6-11 présentent les limites de masse pour le stockage en réseau d'unités individuelles de matières fissiles spécifiées. L'information figurant dans les tableaux peut être appliquée directement à la résolution des problèmes pratiques de stockage. Si les limites sont trop restrictives pour une application donnée, elles peuvent, à tout le moins, servir de limites inférieures à des fins de comparaison avec les limites dérivées par l'utilisation d'autres techniques.

Les limites ont été dérivées et vérifiées subséquemment par l'utilisation de techniques de calcul validées (voir section 2, *Sûreté-criticité nucléaire des activités comportant des matières fissiles à*

l'extérieur des réacteurs) afin de faire des interpolations à l'intérieur des ensembles des données expérimentales et de les extrapoler. Les techniques de calcul validées employées donnent des approximations numériques aux solutions des équations de transport des neutrons pour des formulations données de sections efficaces. Les fondements des limites sont un ensemble de résultats de calcul pour des unités de matières fissiles individuelles contenues dans des réseaux cubiques [31]. Ces réseaux sont réfléchis sur toutes les faces par 200 mm d'eau légère.

Les limites de masse des tableaux 6-1 à 6-11 donnent des facteurs de multiplication effectifs, k_{eff} inférieurs à 0,95 pour les réseaux cubiques connexes. Il est à noter que les calculs pour ces réseaux effectués avec d'autres techniques de calcul, particulièrement celles employant d'autres formulations de sections efficaces de neutrons, peuvent donner des facteurs de multiplication effectifs différents.

Les unités sont des sphères de matières fissiles spécifiées, caractérisées par leurs principaux constituants isotopiques, centrées dans des cellules cubiques :

1. dans l'application des limites pour l'uranium enrichi en ^{235}U , les isotopes autres que le ^{238}U doivent être considérés comme étant du ^{235}U et la matière ne doit pas contenir plus de 1 % en poids de ^{233}U
2. dans l'application des limites pour le ^{233}U , les autres isotopes de l'uranium doivent être considérés comme du ^{233}U
3. les limites pour le ^{239}Pu indiquées au tableau 6-8 s'appliquent aux mélanges d'isotopes de plutonium [32] si la concentration de ^{240}Pu dépasse celle de ^{241}Pu et si le ^{241}Pu est considéré comme étant du ^{239}Pu dans le calcul des rapports atomiques H/Pu et de la masse ou de la concentration (voir section 2, *Sûreté-criticité nucléaire des activités comportant des matières fissiles hors réacteurs*)
4. des limites moins restrictives pour le ^{239}Pu sont indiquées aux tableaux 6-9 et 6-10 pour les compositions isotopiques contenant des concentrations appréciables de ^{240}Pu

Les limites de stockage des matières fissiles présentées pour les oxydes sont basées sur des mélanges de dioxyde et d'eau exempts d'espaces vides, à des masses volumiques théoriques correspondant au rapport spécifié de l'hydrogène aux atomes d'éléments fissiles. Ces limites peuvent être appliquées à d'autres oxydes, fluorures, chlorures et nitrates et à d'autres sels qui ne dépassent pas le rapport spécifié de l'hydrogène aux atomes d'éléments fissiles et qui ne dépassent pas la masse volumique de l'élément fissile connexe du mélange figurant au tableau.

Un certain nombre de valeurs dépassent la masse critique d'une sphère réfléchie par l'eau. Les limites de masse présentées au tableau qui dépassent 90 % de la masse critique réfléchie par l'eau sont indiquées aux tableaux 6-1 à 6-11. La sous-criticité de ces unités doit être assurée par des contrôles appropriés, par exemple la géométrie.

Il convient de faire preuve de circonspection dans l'interprétation des valeurs présentées dans les tableaux. Ces valeurs visent à spécifier la capacité des cellules et elles doivent être complétées par de bonnes pratiques de sûreté-criticité nucléaire. D'autres considérations opérationnelles peuvent nécessiter des limites plus faibles.

6.4.1 Limites de masse unitaire

La masse des unités ne doit pas dépasser les valeurs spécifiées aux tableaux 6-1 à 6-11.

6.4.2 Modération

Les rapports de l'hydrogène aux atomes de matières fissiles sont déterminés à l'intérieur de la région fissile et ne comprennent pas les matières contiguës contenant de l'hydrogène. Les marges se rapportant aux limites de masse spécifiées doivent être suffisantes pour compenser la modération accessoire telle que celle résultant de la mise en sac de plastique mince de chaque unité. Les effets d'une modération plus importante devraient être évalués par l'utilisation d'une technique de calcul validée.

6.4.3 Position de l'unité dans la cellule

Les unités doivent être centrées dans les cellules à 10 % près des dimensions de la cellule. Cette restriction peut être moins rigoureuse afin de permettre le mouvement horizontal lorsque la limite de masse unitaire est réduite à 60 % de la valeur énoncée. Si cette valeur réduite dépasse 20 % de la masse critique sphérique non réfléchie de la matière, la séparation bout-à-bout minimale entre les unités doit être de 152 mm (6 po) [33].

6.4.4 Autres réflecteurs

Les limites de masse indiquées dans les tableaux s'appliquent également aux réflecteurs en béton ayant une épaisseur pouvant atteindre 127 mm (5 po) (la densité surfacique du béton est égale à 290 kg/m² ou 60 lb/pi²). Les limites de masse doivent être réduites à 75 % des valeurs présentées au tableau pour un réflecteur en béton dont l'épaisseur est de 203 mm (8 po) et à 60 % lorsque l'épaisseur du béton est plus grande. Les épaisseurs équivalentes pour d'autres matériaux de construction peuvent être établies d'après leur densité surfacique [31].

6.4.5 Cellules à capacité doublée

Le fait de doubler la capacité des cellules à masse unitaire présentées au tableau, donnerait lieu, dans certaines géométries, à la criticité [34]. La plupart des unités de stockage massives qui présentent de l'intérêt, cependant, auraient une géométrie beaucoup moins réactive. Dans le cas d'une cellule à capacité doublée, réfléchie par l'eau sur toutes ses faces, on peut voir qu'elle possède une valeur de k_{eff} ne dépassant pas 0,93, comme une cellule à capacité doublée dans un réseau respectant les exigences du tableau ne donnera pas lieu à la criticité du réseau. De même, si une cellule à capacité doublée est démontré être sous-critique lorsque l'eau agit comme réflecteur sur toutes ses faces, le fait de doubler la capacité de quelques cellules (8 ou moins) dans un réseau qui respecte les exigences du tableau n'entraînera pas la criticité du réseau.

On doit tenir compte des cellules à capacité doublée dans les analyses de sûreté relatives au stockage et dans l'établissement des procédures d'exploitation. Si la capacité doublée est crédible, on doit démontrer que la capacité doublée, se trouvant dans une cellule de stockage unique, n'entraînera pas la criticité du réseau. Des contrôles administratifs, des contenants à capacité limitée et une conception des cellules de stockage adéquate pourront permettre d'éviter l'utilisation de cellules à capacité doublée.

6.4.6 Enceintes de stockage contiguës

Les limites de masse doivent être réduites à 55 % de la valeur figurant au tableau lorsqu'il y a deux enceintes de stockage contiguës où les parois en béton qui séparent et entourent les zones de stockage possèdent la même épaisseur [31]. Cette réduction est suffisante pour tenir compte de l'effet du béton comme réflecteur.

Les conditions spécifiées aux tableaux s'appliquent à des zones de stockage individuelles, comme suit :

1. deux enceintes de stockage qui sont séparées par une distance qui n'est pas inférieure à la plus petite dimension des surfaces de réseaux se faisant face dans les enceintes peuvent être considérées comme des réseaux individuels
2. deux sous-réseaux séparés par une distance qui n'est pas inférieure à la plus petite dimension des surfaces de sous-réseaux se faisant face peuvent être évalués comme des réseaux à réflecteurs individuels

6.4.7 Facteurs de réduction

Les facteurs de réduction de la masse mentionnés aux sections 6.4.3 à 6.4.6, sont multiplicatifs. Si l'application de ces limites produit un résultat conservateur non souhaitable, alors les calculs propres au système qui nous intéresse devraient être réalisés à l'aide d'une technique de calcul validée. On devrait tenir compte de la précision et du biais de la technique de calcul employée pour déterminer que la valeur de 0,95 pour k_{eff} n'est pas dépassée, tel qu'indiqué à l'annexe B du présent document.

Il est plus souhaitable d'augmenter la taille des cellules pour agir sur le facteur de réduction que de diminuer les limites de masse.

6.4.8 Allées

Des allées peuvent être aménagées dans les réseaux spécifiés aux tableaux 6-1 à 6-11 en enlevant des unités contenues dans le réseau ou en augmentant le volume total du réseau pour faire de l'espace. La marge de sûreté est adéquate pour permettre au personnel d'avoir accès à la zone de stockage ainsi créée.

6.4.9 Confinement des matières fissiles et des matériaux de rangement

Les limites spécifiées permettent l'utilisation d'acier dont l'épaisseur est inférieure à 12,7 mm (0,5 po) pour les étagères de rangement, ou les contenants compacts en contact avec la matière fissile, ou espacés par moins de 26 mm (environ 1,0 po) de la matière fissile [27]. Les effets d'une épaisseur plus grande d'acier ou d'autres matériaux doivent être étudiés expérimentalement ou en appliquant des techniques de calcul validées.

6.4.10 Sous-criticité des unités

Le contenu de chaque cellule de stockage doit être sous-critique s'il est entièrement réfléchi par l'eau.

6.4.11 Espacement entre les unités

Lorsqu'il y a un risque de submersion, la séparation entre les surfaces unitaires doit être d'au moins 152 mm (6 po).

6.4.12 Forme de l'unité

Les limites de masse peuvent être appliquées à des unités de n'importe quelle forme.

6.5 Autres applications

Les limites présentées dans les tableaux ne sont pas directement applicables à tous les systèmes. Lorsque les critères de la section 6.4 sont respectés, l'application de limites de masse présentées dans les tableaux peut être élargie, tel qu'indiqué dans les sous-sections suivantes.

6.5.1 Amalgame de cellules différentes

Chaque cellule d'un réseau décrit aux tableaux 6-1 à 6-11 possède un indice égal au quotient de 100 et du nombre de cellules dans le réseau [33]. L'amalgame, dans un réseau, de n'importe quelle cellule est permis si la somme des indices de toutes les cellules dans le réseau résultant ne dépasse pas 100.

6.5.2 Interpolation

On peut avoir recours à l'interpolation pour des limites de masse, pour le nombre de cellules et la teneur en hydrogène. L'interpolation de l'enrichissement en ^{235}U est permise. L'interpolation linéaire n'est pas nécessairement appropriée.

6.5.3 Cellules non cubiques

Toute limite de masse présentée au tableau peut être appliquée à une cellule non cubique de volume égal à celui présenté au tableau et contenant une unité presque équilatérale si la plus grande dimension de la cellule ne dépasse pas sa plus petite dimension d'un facteur de plus de 2,5 [33].

Les valeurs figurant au tableau peuvent être appliquées à des unités autres que ceux qui sont presque équilatérales dans des cellules non cubiques si le volume de l'unité et des cellules est maintenu et si le rapport des dimensions caractérisant la forme de l'unité est à peu près égal au rapport des dimensions correspondantes de la cellule.

6.5.4 Position de l'unité dans la cellule

Les unités placées dans des cellules non cubiques doivent être centrées dans les cellules à 10 % près des dimensions les plus petites de la cellule. Cette restriction peut être moins rigoureuse afin de permettre un mouvement horizontal lorsque la limite de masse est réduite à 60 % de la valeur figurant au tableau [33]. Si cette valeur réduite dépasse 20 % de la masse critique sphérique non réfléchi de la matière, la séparation bout-à-bout minimale entre les unités doit être de 152 mm (6 po).

6.5.5 Forme du réseau

Les limites figurant dans le tableau peuvent être appliquées à des réseaux de n'importe quelle forme.

6.5.6 ^{238}Pu

Les limites de masse indiquées au tableau pour le plutonium contenant 5,2 % en poids de ^{240}Pu (voir tableau 6-9) peuvent être appliquées au stockage des unités de n'importe quelle teneur en ^{238}Pu non fissile [35]. La note de bas de page des tableaux 6-7 à 6-10 relativement à 90 % de la masse sphérique critique réfléchi par l'eau est appropriée pour le ^{238}Pu (voir la section 10, *Contrôle de la criticité nucléaire de nucléides d'actinides choisis*).

Tableau 6-1 : Limite de masse unitaire en kilogrammes d'uranium par cellule dans des réseaux de stockage réfléchis par l'eau —Métal [ANSI/ANS-8.7]

Nombre d'unités dans les réseaux de stockage cubiques	Dimensions minimales des cellules de stockage cubiques (en mm)					
	254	305	381	457	508	610
(H/U ^a ≤ 0,01; 100 % en poids de ²³⁵ U; masse volumique de l'U ≤ 18,7 g/cm ³)						
64	8,8	11,5	15,2	18,5	20,4 ^b	23,5 ^b
125	7,3	9,6	13,1	16,3	18,2	21,4 ^b
216	6,2	8,3	11,5	14,5	16,4	19,7 ^b
343	5,4	7,3	10,3	13,1	15,0	18,2
512	4,8	6,5	9,3	12,0	13,7	17,0
729	4,3	5,9	8,5	11,0	12,7	15,9
1000	3,9	5,4	7,8	10,2	11,8	14,9
(H/U ^a ≤ 0,01; 93,2 % en poids de ²³⁵ U; 6,8 % en poids de ²³⁸ U; masse volumique de l'U ≤ 18,7 g/cm ³)						
64	9,6	12,6	16,9	20,8	23,0 ^b	26,8 ^b
125	7,9	10,5	14,5	18,1	20,4	24,3 ^b
216	6,7	9,1	12,7	16,1	18,3	22,2 ^b
343	5,9	8,0	11,3	14,5	16,6	20,4
512	5,2	7,1	10,1	13,2	15,2	18,9
729	4,7	6,4	9,2	12,1	14,0	17,7
1000	4,2	5,8	8,5	11,2	13,0	16,5

^a Rapport atomique de l'hydrogène à l'uranium.

^b Les valeurs sont supérieures à 90 % de la masse sphérique critique réfléchie par l'eau.

Tableau 6-2 : Limite de masse unitaire en kilogrammes d'uranium par cellule dans des réseaux de stockage réfléchis par l'eau – Oxydes, 93,2 % en poids de ^{235}U , 6,8 en poids de ^{238}U [ANSI/ANS-8.7]

Nombre d'unités dans les réseaux de stockage cubiques	Dimensions minimales des cellules de stockage cubiques (en mm)					
	254	305	381	457	508	610
(H/U ^a ≤ 0,4; masse volumique de l'U ≤ 8,37 g/cm ³)						
64	9,9	13,4	18,8	24,1	27,4	33,5
125	8,0	10,9	15,6	20,4	23,5	29,4
216	6,7	9,3	13,4	17,8	20,6	26,2
343	5,8	8,0	11,8	15,7	18,4	23,6
512	5,1	7,1	10,5	14,1	16,6	21,5
729	4,5	6,4	9,4	12,8	15,1	19,8
1000	4,1	5,8	8,6	11,7	13,9	18,3
(H/U ^a ≤ 3,0; masse volumique de l'U ≤ 4,56 g/cm ³)						
64	6,1	8,4	12,0	15,6	18,0	22,3
125	4,9	6,8	9,9	13,1	15,2	19,3
216	4,1	5,7	8,4	11,3	13,2	17,1
343	3,6	5,0	7,3	9,9	11,7	15,3
512	3,1	4,4	6,5	8,9	10,5	13,8
729	2,8	3,9	5,8	8,0	9,5	12,7
(H/U ^a ≤ 10; masse volumique de l'U ≤ 2,05 g/cm ³)						
64	3,1	4,2	5,9	7,7	8,9	11,1
125	2,5	3,4	4,9	6,5	7,6	9,6
216	2,1	2,9	4,2	5,6	6,6	8,5
343	1,8	2,5	3,6	4,9	5,8	7,6
512	1,5	2,2	3,2	4,4	5,2	6,9
729	1,4	1,9	2,9	4,0	4,7	6,3
1000	1,2	1,8	2,6	3,6	4,3	5,8
(H/U ^a ≤ 20; masse volumique de l'U ≤ 1,15 g/cm ³)						
64	1,8	2,4	3,5	4,5	5,2	6,5 ^b
125	1,4	2,0	2,9	3,8	4,4	5,6
216	1,2	1,7	2,4	3,3	3,8	4,9
343	1,0	1,4	2,1	2,9	3,4	4,4
512	0,9	1,3	1,9	2,6	3,0	4,0
729	0,8	1,1	1,7	2,3	2,8	3,7
1000	0,7	1,0	1,5	2,1	2,5	3,4

^a Rapport atomique de l'hydrogène à l'uranium.

^b Les valeurs sont supérieures à 90 % de la masse sphérique critique réfléchie par l'eau.

Tableau 6-3 : Limite de masse unitaire en kilogrammes d'uranium par cellule dans des réseaux de stockage réfléchis par l'eau – Oxydes, 80 % en poids de ^{235}U , 20 % en poids de ^{238}U [ANSI/ANS-8.7]

Nombre d'unités dans les réseaux de stockage cubiques	Dimensions minimales des cellules de stockage cubiques (en mm)					
	254	305	381	457	508	610
($H/U^a \leq 0,4$; masse volumique de l'U $\leq 8,36 \text{ g/cm}^3$)						
64	11,1	15,1	21,4	27,7	31,7	39,1
125	8,9	12,3	17,7	23,3	27,0	34,1
216	7,5	10,4	15,1	20,2	23,6	30,2
343	6,4	9,0	13,2	17,8	20,9	27,1
512	5,7	7,9	11,7	15,9	18,8	24,6
729	5,0	7,1	10,6	14,4	17,1	22,6
1000	4,6	6,4	9,6	13,1	15,7	20,8
($H/U^a \leq 3,0$; masse volumique de l'U $\leq 4,57 \text{ g/cm}^3$)						
64	7,0	9,5	13,5	17,6	20,2	25,0
125	5,6	7,7	11,2	14,8	17,2	21,7
216	4,7	6,5	9,5	12,8	14,9	19,2
343	4,0	5,6	8,3	11,2	13,2	17,2
512	3,5	5,0	7,4	10,0	11,9	15,6
729	3,2	4,4	6,6	9,1	10,8	14,3
1000	2,8	4,0	6,0	8,3	9,9	13,2
($H/U^a \leq 10$; masse volumique de l'U $\leq 2,05 \text{ g/cm}^3$)						
64	3,3	4,6	6,5	8,5	9,7	12,1
125	2,7	3,7	5,4	7,1	8,3	10,5
216	2,2	3,1	4,6	6,1	7,2	9,3
343	1,9	2,7	4,0	5,4	6,4	8,3
512	1,7	2,4	3,5	4,8	5,7	7,5
729	1,5	2,1	3,2	4,3	5,2	6,9
1000	1,4	1,9	2,9	4,0	4,7	6,3
($H/U^a \leq 20$; masse volumique de l'U $\leq 1,15 \text{ g/cm}^3$)						
64	1,8	2,5	3,6	4,7	5,4	6,7 ^b
125	1,5	2,0	3,0	3,9	4,6	5,8
216	1,2	1,7	2,5	3,4	4,0	5,1
343	1,1	1,5	2,2	3,0	3,5	4,6
512	0,9	1,3	2,0	2,7	3,1	4,1
729	0,8	1,2	1,8	2,4	2,9	3,8
1000	0,7	1,1	1,6	2,2	2,6	3,5

^a Rapport atomique de l'hydrogène à l'uranium.

^b Les valeurs sont supérieures à 90 % de la masse sphérique critique réfléchie par l'eau.

Tableau 6-4 : Limite de masse unitaire en kilogrammes d'uranium par cellule dans des réseaux de stockage réfléchis par l'eau – Oxydes, 70 % en poids de ²³⁵U, 30 % en poids de ²³⁸U [ANSI/ANS-8.7]

Nombre d'unités dans les réseaux de stockage cubiques	Dimensions minimales des cellules de stockage cubiques (en mm)					
	254	305	381	457	508	610
(H/U ^a ≤ 0,4; masse volumique de l'U ≤ 8,37 g/cm ³)						
64	12,3	16,8	24,0	31,2	35,9	44,6
125	9,9	13,7	19,8	26,2	30,5	38,7
216	8,3	11,5	16,9	22,6	26,5	34,2
343	7,1	10,0	14,7	19,9	23,5	30,6
512	6,3	8,8	13,1	17,8	21,1	27,7
729	5,6	7,8	11,7	16,1	19,1	25,4
1000	5,0	7,1	10,7	14,6	17,5	23,4
(H/U ^a ≤ 3,0; masse volumique de l'U ≤ 4,57 g/cm ³)						
64	7,5	10,3	14,7	19,2	22,2	27,7
125	6,0	8,3	12,1	16,1	18,8	23,9
216	5,0	7,0	10,3	13,9	16,3	21,1
343	4,3	6,0	9,0	12,2	14,4	18,8
512	3,8	5,3	7,9	10,8	12,9	17,0
729	3,4	4,8	7,1	9,8	11,7	15,6
1000	3,0	4,3	6,5	8,9	10,7	14,3
(H/U ^a ≤ 10; masse volumique de l'U ≤ 2,05 g/cm ³)						
64	3,5	4,8	6,8	9,0	10,4	13,0
125	2,8	3,8	5,6	7,5	8,7	11,2
216	2,3	3,2	4,8	6,4	7,6	9,8
343	2,0	2,8	4,1	5,6	6,7	8,8
512	1,7	2,5	3,7	5,0	6,0	7,9
729	1,6	2,2	3,3	4,5	5,4	7,2
1000	1,4	2,0	3,0	4,1	4,9	6,6
(H/U ^a ≤ 20; masse volumique de l'U ≤ 1,15 g/cm ³)						
64	2,0	2,7	3,8	5,0	5,8	7,2 ^b
125	1,6	2,2	3,2	4,2	4,9	6,3
216	1,3	1,8	2,7	3,6	4,3	5,5
343	1,1	1,6	2,3	3,2	3,8	4,9
512	1,0	1,4	2,1	2,8	3,4	4,5
729	0,9	1,2	1,9	2,6	3,1	4,1
1000	0,8	1,1	1,7	2,3	2,8	3,7

^a Rapport atomique de l'hydrogène à l'uranium.

^b Les valeurs sont supérieures à 90 % de la masse sphérique critique réfléchie par l'eau.

Tableau 6-5 : Limite de masse unitaire en kilogrammes d'uranium par cellule dans des réseaux de stockage réfléchis par l'eau – Oxydes, 50 % en poids de ^{235}U , 50 % en poids de ^{238}U [ANSI/ANS-8.7]

Nombre d'unités dans les réseaux de stockage cubiques	Dimensions minimales des cellules de stockage cubiques (en mm)					
	254	305	381	457	508	610
($H/U^a \leq 0,4$; masse volumique de l'U $\leq 8,37 \text{ g/cm}^3$)						
125	12,7	17,7	26,0	34,9	40,9	52,9
216	10,6	14,8	22,0	29,9	35,3	46,2
343	9,1	12,8	19,1	26,1	31,0	41,1
512	8,0	11,2	16,9	23,2	27,7	37,0
729	7,1	10,0	15,1	20,9	25,0	33,7
($H/U^a \leq 3,0$; masse volumique de l'U $\leq 4,58 \text{ g/cm}^3$)						
64	8,7	12,0	17,5	23,2	27,0	34,5
125	6,9	9,7	14,3	19,2	22,6	29,4
216	5,8	8,1	12,1	16,4	19,4	25,6
343	5,0	7,0	10,5	14,3	17,1	22,7
512	4,3	6,1	9,2	12,7	15,2	20,4
729	3,9	5,5	8,3	11,4	13,7	18,5
($H/U^a \leq 10$; masse volumique de l'U $\leq 2,06 \text{ g/cm}^3$)						
125	3,2	4,4	6,4	8,6	10,1	13,0
216	2,6	3,7	5,4	7,4	8,7	11,4
343	2,3	3,2	4,7	6,4	7,7	10,1
512	2,0	2,8	4,2	5,7	6,8	9,1
729	1,8	2,5	3,7	5,2	6,2	8,3
1000	1,6	2,2	3,4	4,7	5,6	7,6
($H/U^a \leq 20$; masse volumique de l'U $\leq 1,15 \text{ g/cm}^3$)						
64	2,1	2,9	4,2	5,4	6,3	7,8
125	1,7	2,4	3,4	4,5	5,3	6,8
216	1,4	2,0	2,9	3,9	4,6	6,0
512	1,1	1,5	2,2	3,1	3,6	4,8
729	1,0	1,3	2,0	2,8	3,3	4,4
1000	0,9	1,2	1,8	2,5	3,0	4,0

^a Rapport atomique de l'hydrogène à l'uranium.

Tableau 6-6 : Limite de masse unitaire en kilogrammes d'uranium par cellule dans des réseaux de stockage réfléchis par l'eau – Oxydes, 30 % en poids de ^{235}U , 70 % en poids de ^{238}U [ANSI/ANS-8.7]

Nombre d'unités dans les réseaux de stockage cubiques	Dimensions minimales des cellules de stockage cubiques (en mm)					
	254	305	381	457	508	610
($\text{H/U}^a \leq 0,4$; masse volumique de l'U $\leq 8,38 \text{ g/cm}^3$)						
64	24,6	34,2	50,5	68,0	80,0	103,9
125	19,5	27,4	40,8	55,7	66,1	87,3
216	16,2	22,9	34,3	47,3	56,4	75,4
343	13,9	19,6	29,7	41,0	49,2	66,4
512	12,1	17,2	26,1	36,3	43,7	59,3
729	10,8	15,3	23,3	32,5	39,2	53,6
1000	9,7	13,8	21,1	29,5	35,6	48,9
($\text{H/U}^a \leq 3,0$; masse volumique de l'U $\leq 4,58 \text{ g/cm}^3$)						
64	11,1	15,3	22,4	29,8	34,8	44,5
125	8,8	12,3	18,2	24,6	29,0	37,8
216	7,4	10,3	15,4	21,0	24,9	32,9
343	6,3	8,9	13,3	18,3	21,8	29,1
512	5,5	7,8	11,8	16,2	19,4	26,2
729	4,9	7,0	10,5	14,6	17,5	23,7
1000	4,4	6,3	9,5	13,3	16,0	21,7
($\text{H/U}^a \leq 20$; masse volumique de l'U $\leq 1,15 \text{ g/cm}^3$)						
125	1,9	2,6	3,9	5,1	6,0	7,7
216	1,6	2,2	3,3	4,4	5,2	6,7
343	1,4	1,9	2,9	3,9	4,6	6,0
512	1,2	1,7	2,5	3,5	4,1	5,4
729	1,1	1,5	2,3	3,1	3,7	5,0
1000	1,0	1,4	2,1	2,8	3,4	4,6

^a Rapport atomique de l'hydrogène à l'uranium.

Tableau 6-7 : Limite de masse unitaire en kilogrammes de plutonium par cellule dans des réseaux de stockage réfléchis par l'eau – Métal, 100 % en poids de ^{239}Pu [ANSI/ANS-8.7]

Nombre d'unités dans les réseaux de stockage cubiques	Dimensions minimales des cellules de stockage cubiques (en mm)					
	254	305	381	457	508	610
($\text{H}/\text{Pu}^a \leq 0,01$; masse volume du Pu $\leq 19,7 \text{ g/cm}^3$)						
64	3,4	4,1	4,9	5,5 ^b	5,8 ^b	6,3 ^b
125	2,9	3,6	4,4	5,1 ^b	5,4 ^b	6,0 ^b
216	2,6	3,2	4,1	4,7	5,1 ^b	5,7 ^b
343	2,3	2,9	3,8	4,4	4,8 ^b	5,4 ^b
512	2,1	2,7	3,5	4,2	4,6	5,2 ^b
729	1,9	2,5	3,3	3,9	4,3	5,0 ^b
1000	1,7	2,3	3,1	3,7	4,1	4,8

^a Rapport atomique de l'hydrogène au plutonium.

^b Les valeurs sont supérieures à 90 % de la masse sphérique critique réfléchie par l'eau.

Tableau 6-8 : Limite de masse unitaire en kilogrammes de plutonium par cellule dans des réseaux de stockage réfléchis par l'eau – Oxydes, 100 % en poids de ^{239}Pu [ANSI/ANS-8.7]

Nombre d'unités dans les réseaux de stockage cubiques	Dimensions minimales des cellules de stockage cubiques (en mm)					
	254	305	381	457	508	610
(H/Pu ^a ≤ 0,4; masse volumique du Pu ≤ 8,73 g/cm ³)						
64	4,7	6,1	8,2	10,0	11,1 ^b	12,9 ^b
125	3,9	5,1	7,0	8,8	9,9	11,7 ^b
216	3,3	4,4	6,2	7,8	8,9	10,7 ^b
343	2,9	3,9	5,5	7,1	8,1	9,9
512	2,5	3,5	4,9	6,4	7,4	9,2
729	2,3	3,1	4,5	5,9	6,8	8,6
1000	2,1	2,9	4,1	5,5	6,3	8,0
(H/Pu ^a ≤ 3,0; masse volumique du Pu ≤ 4,70 g/cm ³)						
64	3,9	5,2	7,2	9,0	10,1	12,0 ^b
125	3,2	4,3	6,1	7,8	8,8	10,7
216	2,7	3,7	5,2	6,8	7,8	9,7
343	2,3	3,2	4,6	6,1	7,0	8,9
512	2,1	2,9	4,1	5,5	6,4	8,1
729	1,8	2,6	3,8	5,0	5,9	7,5
1000	1,7	2,3	3,4	4,6	5,4	7,0
(H/Pu ^a ≤ 10; masse volumique du Pu ≤ 2,10 g/cm ³)						
64	2,4	3,3	4,6	5,8	6,6	8,1 ^b
125	1,9	2,7	3,8	5,0	5,7	7,1
216	1,6	2,3	3,3	4,3	5,0	6,3
343	1,4	2,0	2,9	3,8	4,5	5,7
512	1,2	1,7	2,5	3,4	4,0	5,2
729	1,1	1,6	2,3	3,1	3,7	4,8
1000	1,0	1,4	2,1	2,8	3,4	4,4
(H/Pu ^a ≤ 20; masse volumique du Pu ≤ 1,17 g/cm ³)						
64	1,6	2,1	3,0	3,8	4,4	5,4 ^b
125	1,3	1,7	2,5	3,2	3,7	4,7
216	1,1	1,5	2,1	2,8	3,3	4,2
343	0,9	1,3	1,9	2,5	2,9	3,8
512	0,8	1,1	1,6	2,2	2,6	3,4
729	0,7	1,0	1,5	2,0	2,4	3,1
1000	0,6	0,9	1,3	1,8	2,2	2,9

^a Rapport atomique de l'hydrogène au plutonium.

^b Les valeurs sont supérieures à 90 % de la masse sphérique critique réfléchie par l'eau.

Tableau 6-9 : Limite de masse unitaire en kilogrammes de plutonium par cellule dans des réseaux de stockage réfléchis par l'eau – Métal et oxydes, 94,8 % en poids de ^{239}Pu , 5,2 % en poids de ^{240}Pu [ANSI/ANS-8.7]

Nombre d'unités dans les réseaux de stockage cubiques	Dimensions minimales des cellules de stockage cubiques (en mm)					
	254	305	381	457	508	610
(Métal; H/Pu ^a ≤ 0,01; masse volumique du Pu ≤ 19,7 g/cm ³)						
64	3,5	4,3	5,2	5,8 ^b	6,2 ^b	6,7 ^b
125	3,0	3,8	4,7	5,4 ^b	5,8 ^b	6,3 ^b
216	2,7	3,4	4,3	5,0	5,4 ^b	6,0 ^b
343	2,4	3,0	3,9	4,7	5,1	5,8 ^b
512	2,2	2,8	3,7	4,4	4,8	5,5 ^b
729	2,0	2,6	3,4	4,2	4,6	5,3
1000	1,8	2,4	3,2	3,9	4,4	5,1
(Oxydes de plutonium; H/Pu ^a ≤ 0,4; masse volumique du Pu ≤ 8,73 g/cm ³)						
64	5,0	6,6	8,8	10,9	12,0 ^b	14,0 ^b
125	4,1	5,5	7,6	9,5	10,7	12,7 ^b
216	3,5	4,7	6,6	8,4	9,6	11,6 ^b
343	3,1	4,2	5,9	7,6	8,7	10,7
512	2,7	3,7	5,3	6,9	8,0	9,9
729	2,4	3,3	4,8	6,3	7,3	9,2
1000	2,2	3,0	4,4	5,9	6,8	8,7
(Oxydes de plutonium; H/Pu ^a ≤ 3,0; masse volumique du Pu ≤ 4,70 g/cm ³)						
64	4,4	5,9	8,1	10,3	11,6	13,9 ^b
125	3,5	4,8	6,8	8,8	10,0	12,3 ^b
216	3,0	4,1	5,9	7,7	8,9	11,1
343	2,6	3,6	5,2	6,8	7,9	10,1
512	2,3	3,2	4,6	6,2	7,2	9,2
729	2,0	2,8	4,2	5,6	6,6	8,5
1000	1,8	2,6	3,8	5,1	6,1	7,9
(Oxydes de plutonium; ^c H/Pu ^a ≤ 10; masse volumique du Pu ≤ 2,10 g/cm ³)						
64	3,0	4,1	5,8	7,5	8,5	10,5
125	2,5	3,4	4,8	6,3	7,3	9,2
216	2,1	2,8	4,1	5,5	6,4	8,2
343	1,8	2,5	3,6	4,9	5,7	7,3
512	1,6	2,2	3,2	4,4	5,1	6,7
729	1,4	2,0	2,9	3,9	4,7	6,1
1000	1,3	1,8	2,6	3,6	4,3	5,7

^a Rapport atomique de l'hydrogène au plutonium.

^b Les valeurs sont supérieures à 90 % de la masse sphérique critique réfléchiée par l'eau.

^c Limites applicables aux matières contenant moins de 1 % en poids de ^{241}Pu [32].

Tableau 6-10 : Limite de masse unitaire en kilogrammes de plutonium par cellule dans des réseaux de stockage réfléchis par l'eau – Métal et oxydes, 80 % en poids de ²³⁹Pu, 20 % en poids de ²⁴⁰Pu [ANSI/ANS-8.7]

Nombre d'unités dans les réseaux de stockage cubiques	Dimensions minimales des cellules de stockage cubiques (en mm)					
	254	305	381	457	508	610
(Métal; H/Pu ^a ≤ 0,01; masse volumique du Pu ≤ 19,7 g/cm ³)						
64	3,9	4,7	5,7	6,5 ^b	6,9 ^b	7,4 ^b
125	3,4	4,2	5,2	6,0	6,4 ^b	7,1 ^b
216	2,9	3,7	4,7	5,6	6,0	6,7 ^b
343	2,6	3,4	4,4	5,2	5,7	6,4 ^b
512	2,4	3,1	4,0	4,9	5,4	6,1 ^a
729	2,2	2,8	3,8	4,6	5,1	5,9
1000	2,0	2,6	3,5	4,3	4,8	5,7
(Oxydes de plutonium; H/Pu ^a ≤ 0,4; masse volumique du Pu ≤ 8,73 g/cm ³)						
64	5,7	7,5	9,9	12,1	13,4	15,5 ^b
125	4,7	6,3	8,5	10,6	11,9	14,1
216	4,0	5,4	7,5	9,5	10,7	12,9
343	3,5	4,7	6,7	8,6	9,8	11,9
512	3,1	4,2	6,0	7,8	9,0	11,1
729	2,8	3,8	5,5	7,2	8,3	10,4
1000	2,5	3,5	5,0	6,6	7,7	9,7
(Oxydes de plutonium; H/Pu ^a ≤ 3,0; masse volumique du Pu ≤ 4,70 g/cm ³)						
64	5,4	7,2	10,0	12,6	14,3	17,1
125	4,4	5,9	8,4	10,8	12,4	15,2
216	3,7	5,0	7,2	9,5	10,9	13,7
343	3,2	4,4	6,4	8,4	9,8	12,4
512	2,8	3,9	5,7	7,6	8,9	11,4
729	2,5	3,5	5,1	6,9	8,1	10,5
1000	2,3	3,2	4,7	6,3	7,5	9,7
((Oxydes de plutonium; ^c H/Pu ^a ≤ 10; masse volumique du Pu ≤ 2,10 g/cm ³)						
64	3,7	5,1	7,3	9,5	11,0	13,6
125	3,0	4,1	6,0	7,9	9,3	11,8
216	2,6	3,5	5,1	6,8	8,0	10,4
343	2,2	3,0	4,5	6,0	7,1	9,3
512	2,0	2,6	3,9	5,4	6,4	8,4
729	1,7	2,4	3,6	4,8	5,8	7,7
1000	1,6	2,2	3,2	4,5	5,3	7,1

^a Rapport atomique de l'hydrogène au plutonium.

^b Les valeurs sont supérieures à 90 % de la masse sphérique critique réfléchie par l'eau.

^c Limites applicables aux matières contenant moins de 1 % en poids de ²⁴¹Pu [32].

Tableau 6-11 : Limite de masse unitaire en kilogrammes d'uranium par cellule dans des réseaux de stockage réfléchis par l'eau – 100 % en poids de ^{233}U [ANSI/ANS-8.7]

Nombre d'unités dans les réseaux de stockage cubiques	Dimensions minimales des cellules de stockage cubiques (en mm)					
	254	305	381	457	508	610
(Métal; $\text{H/U}^a \leq 0,01$; masse volumique de l'U $\leq 18,4 \text{ g/cm}^3$)						
64	4,2	5,3	6,7	7,8 ^b	8,5 ^b	9,4 ^b
125	3,5	4,5	5,9	7,1 ^b	7,7 ^b	8,8 ^b
216	3,1	4,0	5,3	6,4	7,1 ^b	8,2 ^b
343	2,7	3,5	4,8	5,9	6,6	7,7 ^b
512	2,4	3,2	4,4	5,5	6,1	7,3 ^b
729	2,2	2,9	4,0	5,1	5,8	6,9 ^b
1000	2,0	2,7	3,7	4,8	5,4	6,6
(Oxydes d'uranium; $\text{H/U}^a \leq 0,4$; masse volumique de l'U $\leq 8,21 \text{ g/cm}^3$)						
64	4,9	6,6	9,1	11,5	12,9 ^b	15,4 ^b
125	4,0	5,4	7,7	9,9	11,2	13,7 ^b
216	3,4	4,6	6,6	8,6	9,9	12,4
343	2,9	4,0	5,8	7,7	8,9	11,3
512	2,6	3,6	5,2	6,9	8,1	10,3
729	2,3	3,2	4,7	6,3	7,4	9,6
1000	2,1	2,9	4,3	5,8	6,8	8,9

^a Rapport atomique de l'hydrogène à l'uranium.

^b Les valeurs sont supérieures à 90 % de la masse sphérique critique réfléchiée par l'eau.

7. Critères relatifs aux contrôles de sûreté-criticité nucléaire dans les activités avec blindage et confinement

Certaines parties de la présente section sont tirées de la norme ANSI/ANS-8.10-2015, *Criteria for Nuclear Criticality Safety Controls in Operations with Shielding and Confinement*, avec la permission de l'éditeur, l'American Nuclear Society. Le texte peut avoir été adapté dans le but de le rendre applicable aux obligations internationales auxquelles souscrit le Canada envers l'AIEA, et aux exigences réglementaires de la CCSN.

7.1 Introduction

La section 2, intitulée *Sûreté-criticité nucléaire des activités comportant des matières fissiles hors réacteurs*, donne des directives relatives à la prévention des accidents de criticité lors de la manutention, du stockage, du traitement et du transport des matières fissiles. La sous-section 2.3.2.1 précise que, en partie, « une distinction peut être faite entre les installations blindées et non blindées et les critères peuvent être moins rigoureux s'il y a en place des dispositifs de blindage ou de confinement assurant la protection du personnel. »

La section 7 reconnaît que, dans le cas où il existe un blindage contre le rayonnement et un confinement des matières radioactives adéquats, les dangers normalement associés à la criticité dans une installation autorisée où il n'existe pas de blindage ni de confinement sont réduits au minimum.

La présente section fournit des critères relatifs à :

1. la prévention des accidents de criticité nucléaire dans les installations dotées de blindage et de confinement
2. la pertinence du blindage et du confinement requis

La présente section ne s'applique pas aux activités exigeant l'accès du personnel à l'intérieur des zones de procédé blindées où des matières fissiles et fissionnables se trouvent. Cette section n'inclut pas non plus de spécifications techniques pour la conception du blindage ou pour établir s'il est adéquat. La présente section ne doit pas être interprétée comme décourageant l'utilisation de caractéristiques de sûreté additionnelles qu'il peut être pratique d'intégrer.

7.2 Portée

La présente section s'applique aux activités comportant du ^{235}U , ^{233}U , ^{239}Pu et d'autres matières fissiles et fissionnables à l'extérieur des réacteurs nucléaires, et où le blindage et le confinement sont présents pour assurer la protection du personnel et du public, à l'exception des assemblages de ces matières dans des conditions contrôlées, comme les expériences de criticité. Des critères sont fournis et peuvent être utilisés pour le contrôle de la criticité dans ces conditions. La présente section n'inclut pas de procédures administratives détaillées pour le contrôle (qui est considéré comme étant une prérogative de la direction) ou de renseignements détaillés concernant la conception des procédés et de l'équipement ou des descriptions d'instruments destinés au contrôle de procédé.

7.3 Critères relatifs au blindage et au confinement adéquats

7.3.1 Conditions

Les dispositions de la présente section peuvent être appliquées seulement aux installations blindées qui respectent les critères suivants :

1. toutes les opérations et manipulations de matières fissiles et fissionnables sont effectuées à distance par des personnes se trouvant à l'extérieur de la zone blindée
2. le blindage et le confinement sont adéquats pour respecter les limites de dose de rayonnement précisées à la section 7.3.2

Ainsi, une enceinte de stockage ne peut être qualifiée, à moins que les ajouts ou les retraits de matières fissiles soient effectués par des dispositifs télécommandés. Les critères qui sont présentés ici ne tiennent compte que de la pertinence du blindage et du confinement pour les accidents de criticité. Un blindage additionnel pourrait être requis par les conditions de procédé.

7.3.2 Pertinence du blindage et du confinement

Le blindage et le confinement sont considérés adéquats lorsque les conditions suivantes sont respectées pendant et après un accident. Cependant, il est souhaitable de disposer d'un blindage et d'un confinement supérieurs si cela est possible.

7.3.2.1 Dose de rayonnement

À des fins d'évaluation de la conception, l'intensité de la source de rayonnement et les rejets peuvent être estimés par une analyse détaillée des accidents de criticité.

Le blindage et le confinement doivent être tels que, suite à un accident de criticité, la dose de rayonnement au corps entier [36] reçue par un individu se trouvant n'importe où à l'extérieur de la zone blindée et confinée ne dépassera pas la dose efficace établie dans la colonne 3 du point 1a), au paragraphe 13(1) du *Règlement sur la radioprotection*.

En outre, le blindage et le confinement doivent être tels que les conséquences hors du site d'un accident de criticité, telles que calculées à partir du début de l'accident, respectent les critères établis comme facteur de déclenchement pour un abri temporaire du public dans le document intitulé *Canadian Guidelines for Intervention during a Nuclear Emergency* [4].

7.3.2.2 Critère relatif au blindage et au confinement

Le système de blindage et de confinement d'une installation doit être conçu de manière à limiter la dose résultant de l'exposition au rayonnement direct et aux radionucléides rejetés par l'installation suite à un accident de criticité, afin qu'elle ne dépasse pas celle spécifiée à la section 7.3.2.1.

7.3.2.3 Intégrité structurale

Le système de blindage et de confinement doit être conçu de manière à résister à des dommages physiques qui pourraient entraîner une brèche dans le confinement ou causer des blessures au personnel lors d'un accident de criticité.

7.3.2.4 Espace faisant office de blindage

Si du personnel se trouve loin des matières fissiles et fissionnables, la distance qui les sépare peut remplacer une partie ou la totalité du blindage, en autant que l'accès du personnel à cet espace est restreint et que les autres conditions figurant à la section 7.3.2 sont respectées.

7.4 Pratiques de sûreté-criticité

Lorsque le blindage et le confinement respectent les critères de la section 7.3, les conséquences des accidents de criticité sont principalement des dommages causés à l'équipement, l'interruption des procédés, le déversement de produits, la contamination des installations ou d'autres conséquences semblables.

Des directives additionnelles pour les pratiques administratives figurent à la section 12, *Pratiques administratives relatives à la sûreté-criticité nucléaire*.

7.4.1 Opération à contingence unique

Le principe de la contingence double (décrit à la section 2.3.3.2) recommande qu'au moins deux modifications improbables, indépendantes et simultanées dans les conditions de procédé se produisent avant qu'il y ait criticité nucléaire. Le nombre d'éventualités peut être réduit à un lorsque les principes de cette section sont respectés et que la probabilité de défaillance de n'importe quel contrôle primaire est faible.

L'utilisation de la contingence unique devrait être maintenue au minimum; des exemples de méthodes de contrôle primaires qui peuvent constituer une opération de contingence unique sont notamment :

- **absorbeur de neutrons soluble** : Maintien de la concentration prescrite en absorbeurs, comme le bore, le gadolinium ou le cadmium, dont la perte par précipitation ou par un autre moyen mènerait probablement à un accident de criticité
- **contrôle de la concentration** : Maintien de la concentration prescrite de nucléide fissile dans une solution à un niveau sous-critique
- **forme chimique** : Maintien de la concentration prescrite de nitrate (NO₃) ou de sulfate (SO₄) ou d'autres ions dans une solution de nucléides fissiles
- **réflecteurs** : Maintien des conditions prescrites pour le réflecteur; par exemple, exclusion de la submersion par l'eau
- **produits de fission** : Maintien de la concentration prescrite de produits de fission associés aux nucléides fissiles
- **contrôle de la géométrie** : Maintien de la géométrie prescrite pour le matériel de procédé
- **composition isotopique des matières fissiles** : Maintien des concentrations prescrites de matière fissile et non fissile
- **espacement** : Maintien de l'espacement prescrit entre des unités distinctes de matière fissile

Si la prévention de la criticité dépend principalement d'une mesure administrative de contrôle, par exemple lorsque le rendement inadéquat d'une opération de routine de la part d'une personne pourrait mener à la criticité (comme omettre d'ajouter un absorbeur de neutrons soluble ou dépasser une limite sécuritaire pour un lot), alors des procédures doivent être établies pour

s'assurer qu'aucune erreur administrative unique de la part d'une personne ne puisse mener à la criticité.

7.4.2 Méthodes pour les installations non blindées

Cette section ne compromet aucunement l'application de la section 2, *Sûreté-criticité nucléaire des activités comportant des matières fissiles hors réacteurs*, pour les installations blindées.

8. Contrôle de la criticité nucléaire et sûreté des mélanges de combustible de plutonium et d'uranium à l'extérieur des réacteurs

Certaines parties de la présente section sont tirées de la norme ANSI/ANS-8.12-1987 (confirmée en 2016), *Nuclear Criticality Control and Safety of Plutonium-Uranium Fuel Mixtures Outside Reactors*, avec la permission de l'éditeur, l'American Nuclear Society. Le texte peut avoir été adapté dans le but de le rendre applicable aux obligations internationales auxquelles souscrit le Canada envers l'AIEA et aux exigences réglementaires de la CCSN.

8.1 Introduction

La section 2, *Sûreté-criticité nucléaire des activités comportant des matières fissiles hors réacteurs*, présente des limites à un seul paramètre pour les unités fissiles de forme simple contenant du ^{233}U , ^{235}U et ^{239}Pu . À titre d'exemple de contrôle à paramètres multiples, on y trouve une augmentation dans les limites de ^{235}U résultant du contrôle de la quantité de ^{238}U associé au ^{235}U dans l'uranium métal et l'oxyde enrichi à 5 % en poids de ^{235}U au maximum. Des limites plus importantes pour le plutonium résultent également de l'importance accordée au contrôle de la concentration isotopique de ^{240}Pu et à la quantité d'uranium associée au plutonium. Ces augmentations peuvent s'avérer utiles pour les activités comportant des oxydes mixtes de plutonium et d'uranium que l'on rencontre dans les opérations liées au cycle du combustible des réacteurs refroidis à l'eau légère, des réacteurs surgénérateurs refroidis par métal liquide, des réacteurs à neutrons rapides refroidis au gaz, etc.

Les limites indiquées ici ont été calculées [37, 38] par des méthodes respectant les exigences en terme de validation d'une méthode de calcul, tel qu'indiqué à la section 2, sous-section 2.3.4.

Les pratiques administratives et techniques en matière de sûreté et de contrôle de la criticité indiquées à la section 2 et à la section 12, *Pratiques administratives en matière de sûreté-criticité nucléaire*, sont applicables ici.

8.2 Portée

La présente section s'applique aux activités comportant des oxydes mixtes d'uranium et de plutonium hors réacteurs, à l'exception de l'assemblage de ces matières dans des conditions contrôlées, comme dans le cas d'expériences de criticité. Les critères de base sont présentés pour des mélanges de combustibles de plutonium et d'uranium dans des unités uniques de forme simple ne contenant pas plus de 30 % en poids de plutonium combiné à de l'uranium ne contenant pas plus de 0,71 % en poids de ^{235}U . Les limites pour les mélanges aqueux homogènes (solution) sont applicables aux mélanges homogènes et aux boues dans lesquelles les particules constituant le mélange sont uniformément réparties et ont un diamètre ne dépassant pas 127 μm (0,005 po), c.-à-d. qu'elles peuvent traverser une grille maillée 120.

La présente section ne comprend pas de renseignements détaillés sur les contrôles administratifs, la conception des procédés ou de l'équipement, la description des instruments pour le contrôle de procédé, ni les critères détaillés à respecter dans le transport des matières fissiles.

8.3 Pratiques en matière de sûreté-criticité nucléaire

8.3.1 Pratiques administratives et techniques

Les activités visées par la présente section doivent être réalisées conformément à la section 2. Si les limites pour les mélanges d'uranium et de plutonium précisées ici sont utilisées, on doit appliquer une marge administrative de sous-criticité pour assurer la conformité avec la section 2.3.2.2. Une attention spéciale doit être accordée aux conditions anormales crédibles, comme celles figurant à l'annexe A.

Des directives additionnelles pour les pratiques administratives figurent à la section 12, *Pratiques administratives relatives à la sûreté-criticité nucléaire*.

8.3.2 Contrôle de l'homogénéité

On doit tenir compte de la possibilité de séparation préférentielle du plutonium par rapport à l'uranium. Ni les limites des systèmes homogènes ni celles des systèmes hétérogènes ne s'appliquent, à moins que les oxydes d'uranium et de plutonium demeurent étroitement liés de manière homogène.

8.4 Limites de sous-criticité pour les mélanges uniformes et homogènes d'uranium et de plutonium dans l'eau

Les activités comportant des mélanges de combustible spécifiés peuvent être réalisées de manière sécuritaire en se conformant aux limites de sous-criticité figurant aux tableaux 8-1, 8-2, ou 8-3, en autant que les conditions dans lesquelles les limites s'appliquent sont maintenues.

Une limite doit être appliquée seulement lorsque l'effet des réflecteurs de neutrons et d'autres matières fissiles se trouvant à proximité n'est pas plus important que celui d'un réflecteur d'eau contiguë dont l'épaisseur est infinie.

Les spécifications de procédé doivent comporter des marges de protection pour tenir compte des incertitudes dans les variables de procédé et le dépassement accidentel des limites.

8.4.1 Mélanges aqueux homogènes

Les limites présentées au tableau 8-1 sont applicables aux mélanges homogènes d'oxydes d'uranium naturel et de plutonium, en autant que la teneur en oxyde de plutonium du mélange d'oxydes se situe entre 3 % en poids et 30 % en poids. Les limites sont fournies pour trois compositions isotopiques de plutonium. Lors de l'application de ces limites, tout le ^{238}Pu et le ^{242}Pu présents doivent être omis des calculs de la composition isotopique. Toutes les limites indiquées au tableau 8-1 sont valides pour des mélanges homogènes de plutonium et d'uranium ne contenant pas plus de 0,71 % en poids de (^{235}U plus ^{239}Pu).

8.4.2 Écart dans les limites de sous-criticité pour les mélanges contenant du PuO_2

Les limites figurant au tableau 8-1 sont appropriées pour éviter la criticité.

8.4.3 Poudres d'oxydes mixtes sèches et humides

Les limites figurant au tableau 8-2 s'appliquent aux mélanges secs et humides d'oxydes de plutonium et d'uranium naturel, en autant que la concentration de ^{240}Pu dépasse celle de ^{241}Pu . Étant donné qu'un oxyde complètement sec peut être difficile à obtenir, les limites sont indiquées pour des oxydes humides dans lesquels $0 < H : (\text{Pu} + \text{U}) \leq 0,45$. (1,48 % en poids d'eau

correspond à H : $(\text{Pu} + \text{U}) \approx 0,45$). Les limites sont également indiquées pour des poudres d'oxydes possédant 50 % de vides.

8.4.4 Limites des concentrations de plutonium dans des quantités illimitées de mélanges d'oxydes et de nitrates de plutonium et d'uranium naturel

Les concentrations maximales sécuritaire de plutonium dans $(\text{PuO}_2 + \text{UO}_2)$ ou dans $(\text{Pu}(\text{NO}_3)_4 + \text{UO}_2(\text{NO}_3)_2)$ en quantité illimitée dans les conditions énoncées sont présentées au tableau 8-3. Dans chacun des cas, la valeur du facteur de multiplication infini, k_∞ , est inférieure à l'unité pour ces conditions et est indépendante de la densité du mélange. Par exemple, la criticité ne peut pas être atteinte dans un mélange homogène de $(\text{PuO}_2 + \text{UO}_2)$ dans l'eau si la teneur en plutonium est $\leq 0,13$ % en poids de la masse combinée de $(\text{Pu} + \text{U})$ dans les oxydes. Ces limites ne sont pas applicables aux mélanges de plutonium et d'uranium élémentaires dans l'eau.

8.5 Limites de sous-criticité pour les mélanges hétérogènes d'oxydes mixtes

Le regroupement du combustible d'oxydes mixtes produit un effet sur la criticité semblable à celui qui survient dans l'uranium naturel ou modérément enrichi. L'absorption totale dans les spectres du ^{238}U et du ^{240}Pu dans l'oxyde mixte est réduite au minimum lorsque l'oxyde mixte est séparé du modérateur, par exemple dans un assemblage en réseau des barres de combustible dans l'eau, comparativement à un mélange homogène aqueux des oxydes. En raison de l'absorption moins importante du ^{240}Pu résultant du regroupement, l'effet du ^{240}Pu sur la limite de sous-criticité peut également être moins important que dans le cas des mélanges homogènes aqueux.

Des limites de sous-criticité sont spécifiées dans la norme ANSI/ANS 8-12 en fonction de la teneur en PuO_2 dans les oxydes mixtes et de la teneur en ^{240}Pu du plutonium. En appliquant ces limites, tout le ^{238}Pu et le ^{242}Pu présents doivent être exclus du calcul de la composition isotopique. Ces limites sont applicables aux mélanges hétérogènes, peu importe la taille ou la forme des pièces d'oxydes mixtes ou le degré de modération par l'eau.

Les spécifications de procédé doivent comporter des marges de protection pour tenir compte des incertitudes dans les variables de procédé et le dépassement accidentel des limites.

Tableau 8-1 : Limites de sous-criticité pour les mélanges aqueux homogènes d'oxydes de plutonium et d'uranium naturel [ANSI/ANS 8-12]
(Remarque : Toutes les valeurs sont des limites supérieures, sauf les rapports atomiques qui sont des limites inférieures)

% en poids de PuO ₂ dans (PuO ₂ + UO ₂)	3			8			15			30 ^b		
	I	II	III	I	II	III	I	II	III	I	II	III
Masse de plutonium dans le mélange d'oxydes, en kg	0,73	1,35	2,00	0,61	1,06	1,53	0,54	0,94	1,28	0,50	0,87	1,16
Masse de (PuO ₂ + UO ₂), en kg	27,5	51,3	75,9	8,6	15,1	21,7	4,1	7,1	9,7	1,9	3,3	4,4
Diamètre du cylindre infini, en cm	24,3	30,8	34,8	19,8	24,9	27,5	17,8	22,5	24,8	16,2	21,0	23,4
Épaisseur de la plaque infinie, en cm	11,0	14,9	17,4	8,2	11,2	12,9	6,9	9,6	11,0	5,9	8,7	9,9
Volume de mélange d'oxydes, en L	23,5	44,8	63,4	14,0	25,9	34,4	11,0	20,4	26,6	8,5	16,8	21,6
Concentration de plutonium, en g Pu/litre	6,8 ^c	8,1	9,3	6,9	8,2	9,4	7,0	8,2	9,4	7,0	8,1	9,3
Concentration d'oxydes, en g (PuO ₂ + UO ₂)/litre	257 ^c	305	351	97,3	116	134	52,9	61,7	71,0	26,5	30,7	35,2
Rapport atomique H:Pu	3780	3203	2780	3780	3210	2790	3780	3237	2818	3780	3253	2848
Densité surfacique du plutonium, en g Pu/cm ²	0,27	0,38	0,47	0,25	0,34	0,42	0,25	0,33	0,41	0,24	0,32	0,37
Densité surfacique des oxydes, en g (PuO ₂ + UO ₂)/cm ²	10,2	14,4	17,7	3,5	4,8	5,9	1,9	2,5	3,1	0,9	1,2	1,4

^a Composition isotopique du plutonium :

I : ²⁴⁰Pu > ²⁴¹Pu **II** : ²⁴⁰Pu ≥ 15 % en poids et ²⁴¹Pu ≤ 6 % en poids **III** : ²⁴⁰Pu ≥ 25 % en poids et ²⁴¹Pu ≤ 15 % en poids

^b Les limites de dimension et de volume ne s'appliquent pas aux compositions isotopiques II et III, sauf si pour II, la concentration des oxydes est inférieure à 5 700 g/L et, pour III, la concentration est inférieure à 4 500 g/L.

^c Cette limite de concentration n'est pas applicable aux mélanges d'oxydes dans lesquels le rapport PuO₂/(PuO₂ + UO₂) est inférieur à 3 % en poids, en raison de l'importance relative plus grande du ²³⁵U dans les substances à forte teneur en uranium. Une orientation relative aux matières contenant moins de 3 % en poids de PuO₂ est indiquée au tableau 8-3.

Tableau 8-2 : Limites de sous-criticité pour des unités uniques de mélanges d’oxydes homogènes de plutonium et d’uranium naturel faiblement modéré [ANSI/ANS 8-12]

(Remarque : Les limites s’appliquent à des combinaisons d’isotopes de plutonium, en autant que $^{240}\text{Pu} > ^{241}\text{Pu}$)

% en poids de PuO_2 dans ($\text{PuO}_2 + \text{UO}_2$)	3		8		15		30	
	Masse de plutonium, en kg	Masse de ($\text{PuO}_2 + \text{UO}_2$), en kg	Masse de plutonium, en kg	Masse de ($\text{PuO}_2 + \text{UO}_2$), en kg	Masse de plutonium, en kg	Masse de ($\text{PuO}_2 + \text{UO}_2$), en kg	Masse de plutonium, en kg	Masse de ($\text{PuO}_2 + \text{UO}_2$), en kg
Mélanges d’oxydes mixtes secs à une masse volumique théorique Masse volumique de ($\text{PuO}_2 + \text{UO}_2$) $\leq 11 \text{ g/cm}^3$ $H : (\text{Pu} + \text{U}) = 0$	Sous-criticité dans n’importe quelle quantité		122	1 729	47,0	355	26,1	98,6
Mélanges d’oxydes humides à une masse volumique théorique Masse volumique de ($\text{PuO}_2 + \text{UO}_2$) $\leq 9,4 \text{ g/cm}^3$ $0 < H : (\text{Pu} + \text{U}) \leq 0,45$	236	8 919	49,4	700	32,9	249	23,3	88,1
Mélanges d’oxydes humides comportant 50 % de vides Masse volumique de ($\text{PuO}_2 + \text{UO}_2$) $\leq 4,7 \text{ g/cm}^3$ $0 < H : (\text{Pu} + \text{U}) \leq 0,45$	885	33 447	161	2 282	102	771	67,9	256,6

Tableau 8-3 : Limites de concentration sous-critique pour le plutonium dans des mélanges homogènes de plutonium et d'uranium naturel de masse illimitée^a [ANSI/ANS 8-12]

(**Remarque** : Ces limites s'appliquent aux combinaisons d'isotopes de plutonium, en autant que $^{240}\text{Pu} > ^{241}\text{Pu}$.)

PuO₂ dans (PuO₂ + UO₂)	Teneur en plutonium % en poids de Pu/(Pu + U)
Oxydes mixtes secs, H: (Pu + U) = 0	4,4
Oxydes mixtes humides, 0 < H : (Pu + U) ≤ 0,45	1,8
Oxydes dans l'eau	0,13
Pu(NO ₃) ₄ dans [Pu(NO ₃) ₄ + UO ₂ (NO ₃) ₂]	0,65

^a Ces limites ne sont pas applicables aux mélanges (en pourcentage atomique) de plutonium et d'uranium élémentaires.

9. Utilisation d'absorbeurs de neutrons solubles dans des installations nucléaires à l'extérieur des réacteurs

Certaines parties de la présente section sont tirées de la norme ANSI/ANS-8.14-2004 (confirmée en 2016), *Use of Soluble Neutron Absorbers in Nuclear Facilities Outside Reactors*, avec la permission de l'éditeur, l'American Nuclear Society. Le texte peut avoir été adapté dans le but de le rendre applicable aux obligations internationales auxquelles souscrit le Canada envers l'AIEA, et aux exigences réglementaires de la CCSN.

9.1 Introduction

Une orientation relative au contrôle de la criticité dans les opérations de procédé et de manutention avec des matières fissiles a été présentée à la section 2, *Sûreté-criticité nucléaire des activités comportant des matières fissiles hors réacteurs*. Cependant, pour les solutions, les limites de sous-criticité à un seul paramètre pour la masse unitaire, le volume, la concentration et les dimensions géométriques peuvent être hautement restrictives. Des limites beaucoup plus importantes sont possibles lorsque des absorbeurs de neutrons solubles sont présents dans ces solutions.

L'expérience démontre que les opérations utilisant de tels absorbeurs peuvent être effectuées de manière sécuritaire et économique.

9.2 Portée

La présente section fournit des directives spécifiques quant à l'utilisation d'absorbeurs de neutrons solubles à des fins de contrôle de la criticité et porte également sur le choix d'un absorbeur de neutrons, la conception et la modification des systèmes, les évaluations de la sûreté et les programmes d'assurance de la qualité. Il est à noter que la section 2 donne également des directives générales quant à l'utilisation d'absorbeurs de neutrons solubles dans le but d'éviter les accidents de criticité.

Lorsque des absorbeurs de neutrons solubles sont présents, mais qu'ils ne sont pas requis à des fins de sûreté-criticité nucléaire, leur utilisation n'est pas visée par la présente section. On peut consulter à cet effet la section 4, *Utilisation d'anneaux de Raschig en verre borosilicate à titre d'absorbeurs de neutrons dans les solutions de matière fissile*, qui donne des applications spécifiques d'absorbeurs de neutrons, et la section 14, *Utilisation d'absorbeurs de neutrons fixes dans des installations nucléaires hors réacteurs*.

9.3 Exigences administratives et directives

Les exigences et directives relatives à l'utilisation d'absorbeurs de neutrons solubles à titre de mesure de contrôle de la sûreté-criticité sont regroupées dans les cinq sujets suivants :

- choix d'un absorbeur de neutrons soluble
- conception et modification des systèmes
- évaluations de la sûreté-criticité
- programme d'assurance de la qualité
- exploitation d'une installation utilisant des absorbeurs solubles

9.3.1 Choix d'un absorbeur de neutrons soluble

Au moment de choisir un absorbeur de neutrons soluble, les considérations suivantes doivent être prises en compte :

1. le choix d'un absorbeur de neutrons soluble doit comprendre l'évaluation du milieu d'exploitation et la compatibilité chimique de l'absorbeur de neutrons avec le procédé qui l'utilise ; on doit tenir compte de la solubilité de l'absorbeur de neutrons, ainsi que des matières et des conditions (p. ex. température et pression) qui pourraient causer la précipitation ou le dépôt de l'absorbeur de neutrons
2. l'absorbeur de neutrons soluble doit conserver sa capacité minimale d'absorption des neutrons durant sa durée de vie prévue
3. le choix de l'absorbeur de neutrons soluble doit comprendre une évaluation de l'efficacité de l'absorbeur dans des conditions crédibles de modération et de réflexion des neutrons
4. le choix de l'absorbeur de neutrons doit comprendre une évaluation des effets du rayonnement (p. ex. appauvrissement par absorption de neutrons, radiolyse) pendant sa durée de vie utile
5. le choix de l'absorbeur de neutrons soluble doit comprendre l'évaluation des exigences d'exploitation et de la responsabilisation quant aux matières fissiles

Le choix de l'absorbeur de neutrons soluble devrait comprendre l'évaluation des exigences relatives à d'autres disciplines liées à la sûreté.

9.3.2 Conception et modifications des systèmes

Les exigences suivantes doivent s'appliquer à la fois à la conception des systèmes et à leurs modifications :

1. pour la plage de sous-criticité, la conception du système doit permettre d'éviter d'atteindre une concentration de la solution fissile par inadvertance et d'amorcer l'enlèvement ou la dilution de l'absorbeur de neutrons
2. pour la plage de sous-criticité, la conception du système doit tenir compte de la détérioration potentielle de l'absorbeur de neutrons et des produits chimiques utilisés pour le dissoudre et le stabiliser
3. la conception du système doit tenir compte de la nécessité des inspections, de l'échantillonnage et de la vérification que la capacité d'absorption des neutrons est adéquate avant l'utilisation et pendant la durée de vie de l'absorbeur de neutrons
4. on doit prévoir une méthode de vérification visant à déterminer que la conception du système, la sûreté et les exigences opérationnelles sont respectées pour toutes les opérations qui utilisent des absorbeurs de neutrons solubles

La conception de l'équipement utilisant les absorbeurs de neutrons solubles devrait tenir compte des pratiques d'ingénierie relatives aux facteurs humains en ce qui a trait à la préparation, à l'utilisation et au contrôle de l'absorbeur de neutrons.

9.3.3 Évaluations de la sûreté-criticité nucléaire

Les évaluations de la sûreté-criticité nucléaire (ESCN) doivent :

1. prévoir des tolérances pour tenir compte des incertitudes associés à la concentration de l'absorbeur de neutrons, sa distribution et ses propriétés neutroniques (c.-à-d. précision des valeurs des sections efficaces des neutrons)

2. inclure des tolérances relatives à la conception de l'équipement et aux réactions chimiques, des matériaux de substitution, des changements de géométrie, des hypothèses de modélisation, des variables de procédé, la distribution de l'absorbeur de neutrons isotopique, ainsi que des incertitudes pertinentes
3. tenir compte du potentiel de détérioration de l'absorbeur de neutrons dans un milieu d'exploitation normal, en raison de phénomènes chimiques ou physiques et des changements de la composition de la solution
4. tenir compte de l'effet de la distribution non uniforme de l'absorbeur de neutrons sur la sûreté-criticité nucléaire
5. tenir compte de l'impact des changements aux conditions du procédé qui mènent à des conditions environnementales et d'exploitations néfastes (p. ex. radiolyse, réactions chimiques, écarts de température, changements de pression, appauvrissement et dilution) sur l'absorbeur de neutrons, et de ses effets subséquents sur la réactivité
6. tenir compte des pires concentrations possibles d'absorbants solubles et de matières fissiles associées à l'exploitation avec dissolution de la matière fissile
7. se fonder sur des données tirées d'expériences applicables ou sur des calculs validés conformément à la section 2

9.3.4 Programme de gestion de la qualité

Un programme de gestion de la qualité (GQ) qui respecte les exigences applicables des normes ANSI/ASME NQA-1-2015, *Quality Assurance Requirements for Nuclear Facility Applications* [11], et N286-12 de la CSA, *Exigences relatives au système de gestion des installations nucléaires* [12], ou l'équivalent, doit être élaboré pour mettre en œuvre les activités spécifiées dans la présente section.

Un programme de GQ documenté doit être mis en œuvre pour l'acquisition d'absorbants de neutrons solubles, leur stockage, leur préparation et leur utilisation. Le programme devrait se conformer au programme de GQ du titulaire de permis. Les registres des opérations connexes doivent être conservés pendant la durée de vie utile de l'installation.

Le programme de GQ pour les absorbants de neutrons solubles devrait comprendre une combinaison d'inspections, d'essais, d'analyses d'échantillons et de vérifications. Les mesures prises dans le cadre du programme ne doivent pas compromettre la sûreté-criticité nucléaire du système d'exploitation.

La fréquence des inspections, des essais, de l'échantillonnage et de la vérification avant l'utilisation et pendant la durée de vie utile de l'absorbeur de neutrons doit être établie de manière à pouvoir déterminer la capacité de l'absorbeur de neutrons. La fréquence doit prévoir suffisamment de temps pour appliquer des mesures correctrices dans le cas où la capacité d'absorption se détériorerait par rapport aux valeurs établies. Les facteurs dont il faut tenir compte comprennent le milieu dans lequel les absorbants de neutrons sont placés et les propriétés chimiques, physiques et autres de l'absorbeur sur lesquelles l'ESCN est fondée.

Les méthodes d'essai et d'analyse d'échantillons permettant de vérifier les concentrations des absorbants de neutrons et leurs propriétés créditées dans l'ESCN, avant et pendant l'utilisation, doivent être étalonnées par rapport à des étalons traçables.

9.3.5 Exploitation d'une installation utilisant des absorbeurs solubles

Avant l'exploitation, les paramètres de la conception des systèmes importants sur le plan de la sûreté-criticité doivent être vérifiés, afin de déterminer s'ils sont conformes aux spécifications.

Le mélange et la concentration adéquats des absorbeurs de neutrons solubles (sous forme élémentaire ou isotopique, selon le cas) doivent être vérifiés avant l'utilisation.

10. Contrôle de la criticité nucléaire de nucléides d'actinides choisis

Certaines parties de la présente section sont tirées de la norme ANSI/ANS-8.15-2014, *Nuclear Criticality Safety Control of Selected Actinide Nuclides* (confirmée en 2019), avec la permission de l'éditeur, l'American Nuclear Society. Le texte peut avoir été adapté afin de le rendre applicable aux obligations internationales auxquelles souscrit le Canada envers l'AIEA, et aux exigences réglementaires de la CCSN.

10.1 Introduction

La section 2, *Sûreté-criticité nucléaire des activités comportant des matières fissiles hors réacteurs*, précise des limites à paramètre unique pour les activités comportant du ^{233}U , ^{235}U et du ^{239}Pu . Les éléments qui présentent le plus d'intérêt pour la sûreté-criticité sont ces isotopes de l'uranium et du plutonium, parce qu'ils sont les plus courants. Cependant, d'autres isotopes de ces nucléides et d'autres éléments du groupe des actinides peuvent supporter une réaction en chaîne, et ces isotopes et éléments peuvent être rencontrés en quantité suffisante pour devenir préoccupants.

En ce qui a trait à la sûreté-criticité, l'un des facteurs clés est le nombre pair ou impair de neutrons contenus dans le nucléide. Les nucléides qui ont un nombre impair de neutrons, notamment $^{241}_{94}\text{Pu}$, $^{242\text{m}}_{95}\text{Am}$, $^{243}_{96}\text{Cm}$, $^{245}_{96}\text{Cm}$, $^{247}_{96}\text{Cm}$, $^{249}_{98}\text{Cf}$ et $^{251}_{98}\text{Cf}$, peuvent avoir une masse critique en solutions aqueuses qui est inférieure à 1 kg, et, dans certains cas, elle peut être beaucoup plus faible.

Les nucléides possédant un nombre pair de neutrons, par exemple $^{237}_{93}\text{Np}$, $^{238}_{94}\text{Pu}$, $^{240}_{94}\text{Pu}$, $^{242}_{94}\text{Pu}$, $^{241}_{95}\text{Am}$, $^{243}_{95}\text{Am}$ et $^{244}_{96}\text{Cm}$, peuvent dans certains cas atteindre la criticité, mais la masse requise peut être de l'ordre des kilogrammes. L'effet de la modération sur ces nucléides, comme lorsqu'ils sont contenus dans des solutions aqueuses, est d'éviter (plutôt que d'améliorer) la criticité. Ces nucléides sont caractérisés par des seuils élevés de leur section efficace de fission, avec une probabilité de fission faible ou inexistante en-dessous de ces seuils. Par conséquent, la valeur de k_{∞} est réduite, même lorsqu'une petite quantité d'hydrogène est mélangée uniformément avec l'élément.

10.2 Portée

La présente section s'applique aux activités comportant les éléments suivants : $^{232}_{92}\text{U}$, $^{234}_{92}\text{U}$, $^{237}_{93}\text{Np}$, $^{236}_{94}\text{Pu}$, $^{238}_{94}\text{Pu}$, $^{240}_{94}\text{Pu}$, $^{241}_{94}\text{Pu}$, $^{242}_{94}\text{Pu}$, $^{241}_{95}\text{Am}$, $^{242\text{m}}_{95}\text{Am}$, $^{243}_{95}\text{Am}$, $^{242}_{96}\text{Cm}$, $^{243}_{96}\text{Cm}$, $^{244}_{96}\text{Cm}$, $^{245}_{96}\text{Cm}$, $^{246}_{96}\text{Cm}$, $^{247}_{96}\text{Cm}$, $^{249}_{98}\text{Cf}$ et $^{251}_{98}\text{Cf}$.

Les limites de masse sous-critique sont présentées pour des unités fissiles isolées. Les limites ne sont pas applicables aux unités comportant des interactions.

10.3 Pratiques en matière de sûreté-criticité nucléaire

Les activités décrites dans la présente section doivent être réalisées conformément à la section 2. Si les limites précisées ici sont utilisées, on doit appliquer une marge administrative de sous-criticité pour assurer la conformité avec la section 2.3.2.2. On doit accorder une attention particulière aux conditions anormales crédibles (des exemples de ces conditions sont données à l'annexe A).

D'autres directives relatives aux pratiques administratives sont données à la section 12, *Pratiques administratives relatives à la sûreté-criticité nucléaire*.

10.4 Limites à paramètre unique pour les actinides spéciaux

Des activités peuvent être réalisées de manière sécuritaire en se conformant aux limites de masse sous-critique appropriées précisées aux sections 10.4.1, 10.4.2 et 10.4.4 ou aux limites de concentration appropriées indiquées à la section 10.4.3.

Remarque : Les spécifications de procédé doivent comporter des marges pour tenir compte des incertitudes associées aux variables de procédé et du dépassement accidentel des limites.

10.4.1 Systèmes métalliques sphériques

Les limites de masse appropriées figurant au tableau 10-1 sont applicables seulement lorsque l'on peut démontrer que les matériaux environnants ne sont pas plus efficaces pour augmenter la multiplication de neutrons que si l'on enfermait l'unité dans une couche contiguë du réflecteur à laquelle correspond la limite. Par exemple, pour appliquer la limite de masse réfléchiée par l'eau à un réflecteur autre que l'eau, il faut démontrer que le système est moins réactif avec le matériau environnant qu'avec un réflecteur d'eau.

10.4.2 Mélanges métal-eau

Les limites de masse appropriées du tableau 10-2 sont applicables aux solutions aqueuses et aux boues, qui peuvent être non homogènes, en autant que la matière environnante puisse augmenter k_{eff} d'une valeur ne dépassant pas celle résultant de l'application d'une couche contiguë d'eau à laquelle la limite correspond.

10.4.3 Solutions diluées

Pour les opérations avec des solutions diluées, on peut utiliser les limites de concentration sous-critique et les rapports atome d'hydrogène/atome fissile minimaux connexes donnés dans le tableau 10-3. Le tableau 10-3 donne les rapports pour 19 nucléides choisis dans des mélanges métal-eau homogènes.

10.4.4 Opérations avec des oxydes

Pour les opérations avec des oxydes, les limites de masse sous-critique pour sept oxydes sélectionnés sont données dans le tableau 10-4, pourvu que l'on puisse démontrer que les matériaux environnants ne sont pas plus efficaces pour augmenter la multiplication de neutrons que si l'on enfermait l'unité dans une couche contiguë du réflecteur à laquelle correspond la limite.

10.5 Mélanges isotopiques de Pu, d'Am et de Cm

10.5.1 Mélanges isotopiques de plutonium

Dans les mélanges $\text{PuO}_2\text{-H}_2\text{O}$, peu importe le rapport atomique H/Pu, une limite de sous-criticité de 8 kg de plutonium est valide, en autant que :

1. le plutonium contienne au moins 67 % de ^{238}Pu
2. la concentration isotopique du ^{241}Pu est inférieure à celle du ^{240}Pu

3. les matières avoisinantes, y compris les autres matières fissiles se trouvant à proximité, augmentent k_{eff} d'une valeur ne dépassant pas celle qui correspondrait à l'application d'une couche contiguë d'eau d'une épaisseur illimitée sur l'unité

10.5.2 Ajout de $^{241}\text{AmO}_2$ au $^{242\text{m}}\text{AmO}_2$

L'ajout de ^{241}Am au $^{242\text{m}}\text{Am}$ augmente les quantités admissibles de $^{242\text{m}}\text{Am}$ aux valeurs figurant au tableau 10-5. Tout le ^{243}Am présent peut être ignoré; il ne contribue qu'une faible marge additionnelle à la sous-criticité. Lorsqu'il y a moins de 5 % en poids de $^{242\text{m}}\text{Am}$, la limite du tableau 10-1 pour le $^{241}\text{AmO}_2$ s'applique.

10.5.3 Ajout de $^{244}\text{CmO}_2$ au $^{245}\text{CmO}_2$

Les limites de masse sous-critique de ^{245}Cm , lorsqu'il est mélangé à du ^{244}Cm peuvent être obtenues grâce à l'expression linéaire suivante [39] :

$$\text{Limite de masse sous-critique de } ^{245}\text{Cm (g)} = 30 + 0,3 \frac{^{244}\text{Cm}}{^{245}\text{Cm}}$$

où $^{244}\text{Cm}/^{245}\text{Cm}$ est le rapport atomique.

Plusieurs limites de sous-criticité pour les mélanges $\text{CmO}_2\text{-H}_2\text{O}$, basées sur cette formule [39] sont présentées au tableau 10-6 pour des concentrations de ^{245}Cm aussi faibles que 1,25 % en poids. Tout le ^{243}Cm ou le ^{247}Cm présent doit être converti en ^{245}Cm équivalent, en supposant que 3 g de ^{243}Cm ou 30 g de ^{247}Cm est équivalent à 1 g de ^{245}Cm .

Tableau 10-1 : Limites de masse sous-critique pour des systèmes métalliques sphériques non réfléchis, réfléchis par l'eau et réfléchis par l'acier (kilogrammes) [ANSI/ANS 8-15]

Nucléide	Densité cristallographique (g/cm ³) ^a	Limite de masse sous-critique (kg)		
		Non réfléchi	Réfléchi par l'eau ^b	Réfléchi par l'acier ^c
²³² U	18,681	1,7	1,0	0,9
²³⁴ U	18,842	64	59	34
²³⁷ Np	20,476	39	35	21
²³⁶ Pu	19,601	3,3	1,7	1,6
²³⁸ Pu	19,768	6,3	5,1	3,3
²⁴⁰ Pu	19,934	27	20	15
²⁴¹ Pu	20,017	8,9	3,7	3,7
²⁴² Pu	20,101	60	55	40
²⁴¹ Am	13,660	30	24	16
^{242m} Am	13,717	4,5	1,6	1,7
²⁴³ Am	13,774	70	65	45
²⁴² Cm	13,407	8	6	4
²⁴³ Cm	13,463	3,7	1,4	1,4
²⁴⁴ Cm	13,518	14	11	7
²⁴⁵ Cm	13,574	3,4	1,3	1,3
²⁴⁶ Cm	13,629	19	16	10
²⁴⁷ Cm	13,685	3,5	1,5	1,4
²⁴⁹ Cf	15,110	3,1	1,2	1,4
²⁵¹ Cf	15,232	1,3	0,6	0,6

^a Pour des raisons pratiques, la densité cristallographique constitue la densité maximale du nucléide dans des conditions de température et de pression normales [40].

^b Le réflecteur à eau est constitué de 15 cm d'eau.

^c Le réflecteur métallique est constitué d'acier inoxydable 304 (SS304).

Tableau 10-2 : Limites de masse sous-critique pour les nucléides dans les mélanges métal-eau (grammes)^a [ANSI/ANS 8-15]

Nucléide	Concentration de nucléide à la masse critique minimale (g/cm ³)	Limite de masse sous-critique (grammes)		
		Non réfléchi (g)	Réfléchi par l'eau ^b (g)	Réfléchi par l'acier ^c (g)
²³⁶ Pu	0,150	1 100	600	450
²⁴¹ Pu	0,022	360	185	140
^{242m} Am	0,0025	21	11	9
²⁴³ Cm	0,028	190	90	80
²⁴⁵ Cm	0,009	28	23	22
²⁴⁷ Cm	0,180	1 000	500	350
²⁴⁹ Cf	0,014	20	10	10
²⁵¹ Cf	0,004	10	5	5

^a Les mélanges métal-eau présentent des masses critiques minimales inférieures à la masse critique de métal.

^b Le réflecteur à eau est constitué de 15 cm d'eau.

^c Le réflecteur métallique est constitué d'acier inoxydable 304 (SS304).

Tableau 10-3 : Limites de concentration sous-critique et rapports atomiques correspondants pour les mélanges homogènes métal-eau [ANSI/ANS 8-15]

Nucléide	Limite supérieure de concentration sous-critique (g/cm ³) ^a	Rapport atomique sous-critique minimal de l'hydrogène au nucléide ^a
²³² U	0,039	664
²³⁴ U	6,5	2,61
²³⁷ Np	5,85	3,20
²³⁶ Pu	0,0145	1 810
²³⁸ Pu	2,42	9,57
²⁴⁰ Pu	4,59	4,46
²⁴¹ Pu	0,00258	10 300
²⁴² Pu	5,86	3,25
²⁴¹ Am	3,93	4,83
^{242m} Am	0,000304	88 100
²⁴³ Am	4,74	3,73
²⁴² Cm	1,22	20,0
²⁴³ Cm	0,0031	8 700
²⁴⁴ Cm	2,89	7,36
²⁴⁵ Cm	0,000935	29 000
²⁴⁶ Cm	3,08	6,85

^{247}Cm	0,0144	1 900
^{249}Cf	0,00101	29 200
^{251}Cf	0,000392	70 900

^a Ce rapport représente une valeur minimale, alors que la limite de concentration sous-critique constitue une valeur maximale.

Tableau 10-4 : Limites de masse sous-critique pour sept oxydes choisis (kilogrammes)
[ANSI/ANS 8-15]

Oxyde sec	Densité cristallographique (g/cm ³) ^a	Limite de masse sous-critique (kg)		
		Non réfléchi (kg)	Réfléchi par l'eau ^b (kg)	Réfléchi par l'acier ^c (kg)
$^{237}\text{NpO}_2$	11,143	160	140	90
$^{238}\text{PuO}_2$	11,417	16	12	7,6
$^{240}\text{PuO}_2$	11,501	81	70	45
$^{241}\text{AmO}_2$	11,686	50	40	32
$^{243}\text{AmO}_2$	11,772	130	120	90
$^{244}\text{Cm}_2\text{O}_3$	11,744	18	14	10
$^{244}\text{CmO}_2$	11,921	18	14	10

^a Pour des raisons pratiques, la densité cristallographique constitue la densité maximale de l'oxyde dans des conditions de température et de pression normales [40].

^b Le réflecteur à eau est constitué de 15 cm d'eau.

^c Le réflecteur métallique est constitué d'acier inoxydable 304 (SS304).

Tableau 10-5 : Limites de masse sous-critique pour le ^{242m}Am dans ($^{241}\text{Am} + ^{242m}\text{Am}$) pour des mélanges homogènes de $\text{AmO}_2 - \text{H}_2\text{O}$ réfléchis par l'eau [ANSI/ANS 8-15]

^{242m}Am (% en poids)	Limite de masse ^a	
	^{242m}Am (g)	Quantité totale de Am (g)
100	13	13
20	28	140
10	105	1 050
8	240	3 000
6,25	1 830	29 280

^a La référence [39] fournit ces données.

Tableau 10-6 : Limites de masse sous-critique pour le ^{245}Cm dans ($^{244}\text{Cm} + ^{245}\text{Cm}$) pour des mélanges homogènes de $\text{CmO}_2 - \text{H}_2\text{O}$ réfléchis par l'eau [ANSI/ANS 8-15]

^{245}Cm (% en poids)	Limite de masse	
	^{245}Cm (g)	Quantité totale de Cm (g)
100	30,0	30
10	32,7	327
5	35,7	714
2,5	41,7	1 670
1,25	53,7	4 300

11. Critères de sûreté-criticité pour la manutention, le transport, le stockage et la gestion des déchets à long terme hors réacteur du combustible des réacteurs

Certaines parties de la présente section sont tirées de la norme ANSI/ANS-8.17-2004 (confirmée en 2019), *Criticality Safety Criteria for the Handling, Storage, and Transportation of LWR Fuel Outside Reactors*, avec la permission de l'éditeur, l'American Nuclear Society. Le texte peut avoir été adapté dans le but de le rendre applicable aux obligations internationales auxquelles souscrit le Canada envers l'AIEA, et aux exigences réglementaires de la CCSN.

Pour plus de renseignements sur le transport des matières fissiles à l'extérieur des limites de l'installation autorisée, il faut se reporter aux documents suivants :

- *Règlement sur l'emballage et le transport des substances nucléaires (2015)*
- Normes de sûreté de l'AIEA, SSR-6 (Rev. 1), *Règlement de transport des matières radioactives, Édition de 2018* [41]
- RD-364, *Guide d'approbation des colis de transport du Type B(U) et des colis transportant des matières fissiles Canada-États-Unis* [42]
- REGDOC-2.14.1, *Emballage et Transport : Information intégrée par renvoi dans le Règlement sur l'emballage et le transport des substances nucléaires (2015) du Canada* [43]

11.1 Introduction

La possibilité d'un accident de criticité pendant la manutention, le transport, le stockage et la gestion des déchets à long terme du combustible des réacteurs nucléaires présentent un risque pour la santé et la sécurité du personnel participant à ces activités, ainsi que pour le public en général. Dans les limites de l'installation autorisée, la conception appropriée de l'équipement et des installations, les procédures de manutention et la formation du personnel peuvent réduire ces risques au minimum.

11.2 Portée

La section 2, *Sûreté-criticité nucléaire des activités comportant des matières fissiles hors réacteurs*, présente des critères généraux en matière d'assurance de la sûreté-criticité. La section 11 fournit des directives additionnelles applicables à la manutention, au transport, au stockage et à la gestion des déchets à long terme du combustible des réacteurs à n'importe quelle étape du cycle du combustible, à l'extérieur du cœur du réacteur et à l'intérieur des limites de l'installation autorisée.

11.3 Critères de sûreté généraux

Les pratiques administratives et techniques générales sont décrites à la section 2.

Dans un site de stockage autorisé à court ou à moyen terme (sec ou humide), une quantité exemptée de matières fissiles (définie à la section 2.3.1.1, point 2 de la liste) peut inclure une quantité illimitée d'uranium naturel ou d'uranium appauvri irradié dans un réacteur thermique [6].

Les méthodes employées pour calculer la sous-criticité doivent être validées conformément à la section 2.

Les directives relatives à la détermination des besoins et à l'utilisation des alarmes de criticité pour la protection du personnel sont décrites à la section 3, *Système d'alarme d'accident de criticité*.

11.3.1 Analyse de procédé

Avant la première utilisation, ou avant d'apporter des changements à une opération ou à un système de manutention, de transport, de stockage ou de gestion des déchets à long terme d'unités ou de barres de combustible, une évaluation de sûreté-criticité nucléaire (ESCN) doit être effectuée pour toutes les conditions normales et anormales crédibles, afin de déterminer si l'opération ou le système dans sa totalité sera sous-critique, basé sur les critères présentés à la section 11.4, et à la section 2.3.2.2. L'ESCN doit identifier de manière explicite les paramètres contrôlés, ainsi que leur conception et les limites d'exploitation sur lesquelles repose la sûreté-criticité nucléaire.

L'ESCN doit être documentée de manière suffisamment détaillée, avec clarté et absence d'ambiguïté, afin de permettre une évaluation indépendante des résultats.

Les conditions et les paramètres représentatifs de la manutention, du transport sur place, du stockage sur place, et de la gestion des déchets à long terme sur le site des unités de combustible sont énumérés à l'annexe E.

11.3.2 Activités préalables au début des opérations

Avant de débiter les opérations, une évaluation indépendante doit être réalisée dans le but de confirmer que l'évaluation requise par la section 11.3.1 est adéquate.

Avant de débiter une opération, le titulaire de permis doit vérifier que les conditions nominales sont conformes aux limites de conception établies à la section 11.3.1.

11.3.3 Absorbeurs de neutrons

On peut se fier sur les absorbeurs de neutrons, comme le gadolinium et le bore qui sont intégrés au combustible lui-même, ou qui sont contenus dans des structures ou de l'équipement, ou les deux. Cependant, lorsqu'on se fie sur les absorbeurs de neutrons, un contrôle doit être exercé dans le but de maintenir leur présence continue dans le respect des distributions et des concentrations prévues. Une attention particulière devrait être accordée aux absorbeurs sous forme de solution, parce qu'il est difficile d'exercer un contrôle dans ce cas, ainsi qu'aux unités de combustible contenant du poison consommable, afin d'identifier la condition de réactivité maximale à considérer.

11.3.4 Composition et caractéristiques nucléaires du combustible

Lors de l'ESCN, la composition et les caractéristiques nucléaires du combustible doivent être celles résultant du facteur maximal de multiplication des neutrons du système. On peut prendre crédit pour le taux de combustion de la manière suivante :

1. établir la réactivité maximale d'une unité de combustible
2. s'assurer que chaque unité de combustible a une réactivité ne dépassant pas la réactivité maximale établie grâce à :
 - une mesure de la réactivité
 - une analyse et une vérification de l'historique de l'exposition de chaque unité de combustible

Il faut tenir compte de la distribution axiale du taux de combustion dans l'unité de combustible.

11.3.5 Transport

Les unités et les barres de combustible devraient être manipulées, transportées, stockées et placées en gestion des déchets à long terme de façon à procurer un facteur de sûreté suffisant pour nécessiter au moins deux changements improbables, indépendants et simultanés dans les conditions, avant qu'un accident de criticité ne se produise.

11.4 Critères relatifs à l'établissement de la sous-criticité

Lorsque des méthodes d'analyse sont utilisées pour prévoir les facteurs de multiplication des neutrons, le facteur de multiplication calculé, k , doit être égal ou inférieur à une limite supérieure de sous-criticité (LSSC) établi, tel qu'indiqué à l'annexe B.

12. Pratiques administratives en matière de sûreté-criticité nucléaire

Certaines parties de la présente section sont tirées de la norme ANSI/ANS-8.19-2014 (confirmée en 2019), *Administrative Practices for Nuclear Criticality Safety*, avec la permission de l'éditeur, l'American Nuclear Society. Le texte peut avoir été adapté dans le but de le rendre applicable aux obligations internationales auxquelles souscrit le Canada envers l'AIEA, et aux exigences réglementaires de la CCSN.

12.1 Introduction

Un programme efficace de sûreté-criticité nucléaire comprend une collaboration entre les gestionnaires, les superviseurs et le personnel associé à la sûreté-criticité nucléaire. Pour chaque employé, le programme repose sur la conformité avec les procédures d'exploitation.

Bien que l'ampleur et la complexité des activités liées à la sûreté peuvent varier considérablement selon l'importance et le type d'activité avec des matières fissionnables, certains éléments de sûreté sont communs. La section 12 codifie ces éléments de sûreté-criticité.

12.2 Portée

La présente section contient des critères relatifs à l'administration d'un programme de sûreté-criticité nucléaire pour les activités hors réacteurs au cours desquelles il existe un risque d'accident de criticité.

Les responsabilités des gestionnaires, des superviseurs et du personnel associé à la sûreté-criticité nucléaire y sont traitées. Les objectifs et les caractéristiques des procédures d'exploitation et des procédures d'urgence sont inclus.

Une orientation générale en matière de sûreté-criticité nucléaire est donnée à la section 2, *Sûreté-criticité nucléaire des activités comportant des matières fissiles hors réacteurs*. Une orientation est donnée pour les isotopes fissiles énoncés à la section 10, *Contrôle de la criticité nucléaire des nucléides d'actinides choisis*.

12.3 Responsabilités

12.3.1 Responsabilités des gestionnaires

La Direction doit :

1. prendre l'entière responsabilité de la sûreté des activités et assurer une supervision régulière et systématique
2. élaborer une politique de sûreté-criticité nucléaire et la faire connaître à tous les employés participant aux activités comportant des matières fissionnables. On peut faire une distinction entre les installations blindées et les installations non blindées, et préciser les contrôles de criticité appropriés dans chaque cas
3. attribuer des responsabilités et déléguer l'autorité adéquate afin de mettre en œuvre la politique établie. La responsabilité en matière de sûreté-criticité nucléaire devrait être assignée de manière compatible avec les autres disciplines de sûreté. Chaque personne, peu importe son poste, doit être au courant du fait que la sûreté-criticité nucléaire associée à son domaine de travail demeure sa responsabilité

4. doter leurs installations de personnel familier avec la physique de la criticité nucléaire et avec les pratiques de sûreté connexes, afin que le personnel puisse fournir au besoin des conseils techniques relatifs à la portée des activités. Cette fonction devrait être indépendante des activités sur le plan administratif, dans la mesure du possible
5. établir une méthode de surveillance du programme de sûreté-criticité nucléaire
6. participer périodiquement à la vérification de l'efficacité globale du programme de sûreté-criticité nucléaire
7. établir un processus et des procédures définis pour le contrôle des modifications à l'équipement [9]
8. établir des procédures d'exploitation ainsi qu'un processus relatif à la modification de ces procédures [9]

La Direction peut avoir recours à des conseillers ou spécialistes et à des comités de sûreté-criticité nucléaire pour atteindre les objectifs du programme.

12.3.2 Responsabilités des superviseurs

Chaque superviseur doit :

1. endosser la responsabilité de la sûreté des activités qu'il a à contrôler
2. bien connaître les aspects de la sûreté-criticité nucléaire se rapportant aux activités à contrôler. La formation et l'aide devraient être obtenues auprès du personnel associé à la sûreté-criticité nucléaire
3. donner de la formation et exiger que le personnel sous sa supervision comprenne bien les procédures et les considérations de sûreté, de manière à ce qu'il puisse accomplir ses fonctions sans risque inacceptable; les programmes de sûreté-criticité nucléaire sont examinés à la section 13, *Formation relative à la sûreté-criticité nucléaire*. Des registres des activités de formation et de la vérification des connaissances du personnel doivent être conservés
4. élaborer ou participer à l'élaboration de procédures écrites applicables aux activités qu'ils ont à contrôler. La mise à jour de ces procédures dans le but de refléter les changements dans les activités relève du superviseur
5. veiller à la conformité en appliquant les bonnes pratiques de sûreté, y compris l'identification claire des matières fissionnables et une gestion adéquate
6. être responsable de l'inspection, de l'essai et de l'entretien des contrôles techniques

Chaque superviseur vérifie également la conformité avec les spécifications relatives à la sûreté-criticité nucléaire pour l'équipement neuf ou modifié avant son utilisation. La vérification peut être basée sur des rapports d'inspection ou sur d'autres caractéristiques du programme d'assurance de la qualité.

Les superviseurs peuvent obtenir de l'aide pour assumer les responsabilités décrites aux points 3 à 6 ci-dessus en s'adressant aux autres services, notamment l'exploitation de l'installation et l'entretien.

12.3.3 Responsabilités du personnel associé à la sûreté-criticité nucléaire

Le personnel associé à la sûreté-criticité nucléaire (personnel de SCN) doit :

1. assumer, et accepter la responsabilité relative à, l'orientation technique dans la conception de l'équipement et des procédés, ainsi que pour le développement des procédures d'exploitation [9]
2. demeurer familier avec les développements récents relatifs aux normes, aux guides et aux codes de sûreté-criticité nucléaire ; la connaissance d'une information à jour sur la criticité nucléaire devrait être maintenue ; le personnel de SCN devrait consulter des personnes possédant des connaissances dans ce domaine dans le but d'obtenir l'aide technique nécessaire
3. demeurer familier avec toutes les activités au sein de l'organisation nécessitant des contrôles de sûreté-criticité nucléaire
4. aider le superviseur dans la formation du personnel, lorsqu'il le demande
5. réaliser ou participer à des vérifications des pratiques de sûreté-criticité et assurer la conformité avec les procédures, tel que demandé par la Direction
6. examiner les rapports sur les infractions aux procédures et sur d'autres lacunes, en vue d'améliorer les pratiques de sûreté et les exigences procédurales, et doit documenter les résultats dans le cadre de rapports présentés à la Direction
7. sur demande, participer à la vérification de la conformité en tenant compte des spécifications de sûreté-criticité nucléaire, pour l'équipement ou les procédés neufs ou modifiés [9]

12.4 Procédures d'exploitation

Le but des procédures d'exploitation écrites est de faciliter et de documenter la conduite sécuritaire et efficace des activités. Les procédures devraient être organisées de manière pratique pour les opérateurs et doivent être facilement accessibles. Elles ne devraient pas contenir de matériel inapproprié. Les procédures écrites applicables devraient être affichées ou disponibles dans les zones d'exploitation [7].

Les procédures doivent comprendre des contrôles et des limites importantes sur le plan de la sûreté-criticité nucléaire. Les procédures devraient faire en sorte qu'une seule dérogation survenue par inadvertance ne puisse causer un accident de criticité.

Il convient de faciliter l'amélioration et la révision des procédures, lorsque des améliorations s'avèrent souhaitables.

Les procédures d'exploitation doivent être examinées périodiquement par les superviseurs.

Les procédures nouvelles ou révisées qui ont une incidence sur la sûreté-criticité nucléaire doivent être examinées par le personnel de SCN et par les superviseurs, et elles doivent être approuvées par la Direction [9].

Toute dérogation aux procédures d'exploitation et les changements non prévus aux conditions de procédé ayant une incidence sur la sûreté-criticité nucléaire doivent être signalés à la Direction, faire l'objet d'une enquête dans les plus brefs délais et être corrigés selon les besoins, et documentés. Des mesures doivent être prises afin d'éviter que la situation ne se produise à nouveau.

Les activités doivent être révisées fréquemment (au moins une fois par année) afin de déterminer si les procédures sont suivies et si les conditions de procédé n'ont pas été modifiées de manière à avoir une incidence sur l'évaluation de la sûreté-criticité nucléaire (ESCN). Ces examens doivent être effectués en consultation avec le personnel d'exploitation, par des personnes qui s'y connaissent en sûreté-criticité et qui, dans la mesure du possible, ne sont pas directement responsables de l'activité.

Le personnel devrait être encouragé à fournir des commentaires sur le programme de sûreté-criticité nucléaire, notamment :

- les préoccupations ou les circonstances qui pourraient nuire à la sûreté-criticité nucléaire
- les pratiques qui favorisent la sûreté-criticité nucléaire
- les améliorations possibles

12.5 Évaluation de procédé pour la sûreté-criticité nucléaire (évaluation de la sûreté-criticité nucléaire)

Avant de débiter une nouvelle activité comportant des matières fissionnables, ou avant de modifier une activité existante, il convient de déterminer et de documenter le processus dans son ensemble afin de déterminer s'il est sous-critique à la fois dans des conditions normales et anormales crédibles.

L'ESCN doit permettre de déterminer et d'identifier explicitement les paramètres contrôlés et leurs limites connexes sur lesquelles repose la sûreté-criticité nucléaire. L'effet des changements dans ces paramètres, ou dans les conditions auxquelles ils s'appliquent, doit être compris.

L'ESCN doit être documentée de façon suffisamment détaillée, claire et sans ambiguïté, afin de permettre un jugement indépendant des résultats.

Avant de débiter l'activité, on doit procéder à une évaluation indépendante confirmant que l'ESCN est adéquate.

12.6 Contrôle des matières

Le déplacement des matières fissionnables doit être contrôlé tel qu'indiqué dans les procédures. Le transport des matières fissionnables dans le domaine public doit se conformer à la réglementation nationale et internationale [9, 41, 42].

L'étiquetage approprié des matières et la pose d'affiches doivent être maintenus, et doivent spécifier la nature des matières et toutes les limites relatives aux paramètres qui sont assujettis au contrôle procédural de la criticité.

Lorsqu'on se fie aux absorbeurs de neutrons qui sont intégrés dans les matériaux ou l'équipement de procédé pour le contrôle de la criticité, il faut appliquer un contrôle procédural afin de maintenir leur présence continue dans les distributions et les concentrations prévues.

L'accès aux zones où des matières fissionnables sont manipulées, traitées ou entreposées doit être contrôlé.

Le contrôle de l'espacement, de la masse, de la masse volumique et de la géométrie des matières fissionnables doit être effectué afin d'assurer la sous-criticité dans des conditions normales et

anormales crédibles – cette exigence ne s’applique pas aux activités comportant une petite quantité de matière fissionnable.

12.7 Intervention prévue en cas d’accident de criticité nucléaire

Des directives relatives à l’utilisation des systèmes d’alarme d’accident de criticité nucléaire sont présentées à la section 3, *Système d’alarme d’accident de criticité*. La planification et l’intervention en cas d’urgence sont traitées à la section 16, *Planification et intervention d’urgence en cas d’accident de criticité nucléaire*.

Des procédures d’urgence doivent être préparées et doivent être approuvées par la Direction. Les organisations sur le site et à l’extérieur du site, dont on s’attend qu’elles devraient fournir de l’aide en cas d’urgence, doivent être informées des conditions potentielles. On devrait les aider à préparer des procédures d’intervention en cas d’urgence adéquates.

Les procédures d’urgence doivent clairement identifier des itinéraires d’évacuation. L’évacuation devrait utiliser les itinéraires les plus rapides et les plus directs possibles. Ces itinéraires doivent être clairement identifiés et devraient éviter les zones reconnues comme étant plus à risque.

Des stations de rassemblement, à l’extérieur des zones à évacuer, doivent être désignées. Des moyens de comptabiliser le personnel doivent être établis.

Le personnel qui se trouve dans la zone à évacuer doit avoir reçu une formation sur les méthodes d’évacuation et être informé des itinéraires d’évacuation et de l’emplacement des stations de rassemblement. On doit prévoir l’évacuation du personnel passager. Des exercices doivent être effectués au moins une fois par année afin que le personnel demeure familier avec les procédures d’urgence. Les exercices doivent être annoncés à l’avance.

On doit prendre des dispositions à l’avance pour les soins et le traitement des blessés et des personnes exposées. Le risque de contamination du personnel par des matières radioactives doit être envisagé.

La planification doit comprendre un programme relatif à l’identification immédiate des personnes exposées ainsi que la dosimétrie du personnel.

Des instruments et des procédures doivent être fournis pour déterminer l’intensité du rayonnement dans la zone de rassemblement et dans la zone évacuée suite à l’accident de criticité. Les informations devraient être corrélées dans un point de contrôle central.

Les procédures d’urgence doivent comporter des procédures de réintégration et identifier la composition des équipes d’intervention.

Les procédures d’urgence doivent prévoir la mise à l’arrêt de la ventilation, afin d’éviter le rejet de produits de fission à l’extérieur de la zone visée. On devrait tenir compte du fait que la ventilation ne fonctionne pas, afin de ne pas ajouter d’autres risques pour la sécurité.

12.8 Programme de sûreté-criticité nucléaire

12.8.1 Liste des documents à fournir à l'appui d'une demande de permis relative à la sûreté-criticité nucléaire

Pour faire une demande d'autorisation en matière de sûreté-criticité nucléaire, les documents suivants sont requis :

- (a) lettre du demandeur, qui s'engage à respecter les sections applicables du présent document
- (b) programme de sûreté-criticité nucléaire
- (c) rapport de qualification/validation pour le code informatique utilisé dans les ESCN
- (d) Rapports d'ESCN, sous forme de résumé, au besoin, dans une forme non exclusive contenue dans le rapport d'analyse de la sûreté-criticité nucléaire

Dans le texte suivant, ces documents sont mentionnés comme faisant partie des références a) à d).

Une autovérification initiale du caractère exhaustif des documents peut être faite en déterminant s'il comporte suffisamment d'information pour appuyer le texte suivant :

Tel qu'indiqué aux références b) et d), l'installation doit être {conçue/exploitée – exemple} de manière à ce que k_{eff} ne dépasse pas la limite supérieure de sous-criticité de {0,9249 – exemple} pour des conditions normales et anormales crédibles dont la fréquence est égale ou supérieure à 10⁻⁶ par année, tel qu'indiqué à la référence d) et visé par le domaine d'applicabilité dans la référence c).

Tel qu'indiqué aux références b) et d), l'installation doit être {conçue/exploitée – exemple} de manière à ce qu'une fonction de sûreté relative au blindage et au confinement maintienne la dose résultant de l'exposition au rayonnement direct et aux radionucléides rejetés par l'installation, en-dessous des limites figurant au tableau [xx] de la référence d) pendant et après un accident de criticité nucléaire.

12.8.2 Contenu du programme de sûreté-criticité nucléaire

Le programme de sûreté-criticité nucléaire doit :

1. identifier les normes et les lignes directrices en matière de sûreté-criticité, ainsi que les exigences de la CCSN (y compris les sections pertinentes du présent document)
2. énumérer les exigences qui doivent être respectées pour se conformer aux normes, lignes directrices et exigences de la CCSN applicables
3. définir un modèle pour la mise en œuvre de ces exigences
4. identifier les responsabilités découlant de ces exigences
5. décrire la manière dont le programme respecte les exigences de sûreté-criticité nucléaire dans chaque catégorie fonctionnelle (comme l'administration, l'ESCN, le système d'alarme de criticité, la conception technique, les procédures, le contrôle des matières, la formation, les mesures d'urgence, la surveillance continue)
6. identifier la marge administrative de sous-criticité (selon qu'elle est basée sur le k_{eff} ou sur les limites de masse, ou les deux, ou d'autres paramètres), identifier la méthode employée pour déterminer la marge de sous-criticité pour la sûreté et les limites supérieures de sous-criticité

7. identifier la méthode d'évaluation des risques qui sera utilisée pour démontrer que la limite supérieure de sous-criticité ne sera pas dépassée dans tous les procédés nucléaires (hors réacteurs) dans des conditions normales et anormales crédibles; c'est-à-dire lors des accidents ou des séquences d'accident dont la fréquence est égale ou supérieure à 10^{-6} par année

L'annexe G donne un exemple de programme de sûreté-criticité nucléaire.

13. Formation relative à la sûreté-criticité nucléaire

Certaines parties de la présente section sont tirées de la norme ANSI/ANS-8.20-1991 (confirmée en 2020), *Nuclear Criticality Safety Training*, avec la permission de l'éditeur, l'American Nuclear Society. Le texte peut avoir été adapté dans le but de le rendre applicable aux obligations internationales auxquelles souscrit le Canada envers l'AIEA, et aux exigences réglementaires de la CCSN.

13.1 Introduction

La section 13 fournit un cadre pour la formation des employés qui effectuent des activités comportant des matières fissiles hors réacteurs et comportant un risque d'accident de criticité nucléaire. Un programme de formation efficace en liée à la criticité nucléaire exige la collaboration de la Direction, des superviseurs et du personnel associé à la sûreté-criticité.

13.2 Portée

La présente section fournit les critères relatifs à la formation en sûreté-criticité nucléaire pour le personnel associé aux opérations hors réacteurs où il existe un risque d'accident de criticité. Cette section ne s'applique pas à la formation du personnel associé à la sûreté-criticité nucléaire.

Une orientation générale en matière de sûreté-criticité nucléaire est présentée à la section 2, *Sûreté-criticité nucléaire des activités comportant des matières fissiles hors réacteurs*. Les critères relatifs à l'administration d'un programme de sûreté-criticité nucléaire pour les opérations hors réacteurs pour lesquelles il existe un risque d'accident de criticité sont présentés à la section 12, *Pratiques administratives relatives à la sûreté-criticité nucléaire*.

13.3 Objectifs

La présente section présente les caractéristiques fondamentales d'un programme de formation efficace en matière de sûreté-criticité nucléaire. Le programme vise les gestionnaires, ou les personnes qui travaillent dans des installations ou à proximité d'installations où il existe un risque d'accident de criticité. Ce personnel comprend, sans toutefois s'y limiter, les personnes suivantes :

- personnel qui travaille avec des matières fissiles et leurs superviseurs
- personnel de support à l'exploitation
- personnel de conception
- personnel d'entretien
- personnel d'intervention d'urgence
- gestionnaires et autre personnel administratif
- personnel qui entre dans les zones où des matières fissiles sont traitées, stockées ou manipulées

13.4 Responsabilités liées au programme

La Direction doit établir un programme de formation en sûreté-criticité nucléaire qui permet d'assurer la compétence continue du personnel.

Les superviseurs doivent s'assurer que leurs employés ont reçu une formation adéquate.

Le personnel associé à la sûreté-criticité nucléaire doit participer à l'élaboration du programme de formation ainsi qu'à sa mise en œuvre et à l'évaluation de son efficacité.

13.5 Structure du programme

Les exigences relatives à la formation doivent être déterminées et documentées. Le contenu du programme de formation doit être adapté aux responsabilités du poste et doit servir de support à l'accomplissement des tâches.

Les exigences relatives à la formation de recyclage doivent être déterminées et documentées. Cette formation doit être offerte au moins tous les deux ans.

Les objectifs d'apprentissage de chaque leçon devraient être mis à la disposition des personnes qui reçoivent la formation.

13.6 Contenu du programme

13.6.1 Réaction de fission en chaîne et conséquences des accidents

La notion de réaction de fission en chaîne devrait être examinée. On devrait établir une distinction entre les familles de désintégration dans lesquelles le taux de fission diminue en fonction du temps, celles qui sont entretenues grâce à un taux de fission constant et celles dont le taux de fission connaît une augmentation exponentielle.

L'historique temporel des excursions supercritiques devrait être décrit pour les systèmes métalliques (neutrons rapides) et pour les systèmes modérés (neutrons lents).

L'énergie cinétique libérée durant une salve de fission devrait être comparée à l'énergie équivalente mesurée pour des événements familiers, par exemple des explosions chimiques.

On devrait faire une distinction entre l'intensité du rayonnement qui peut sembler essentiellement instantanée, et celle associée au rendement de pointe qui pourrait découler d'une réaction de fission entretenue. Cette information devrait être utilisée pour estimer la portée des expositions pouvant être associée aux accidents de procédé.

Les effets sur la santé des accidents de criticité doivent être examinés.

13.6.2 Comportement des neutrons dans les systèmes de fission

Des descriptions de la fission induite par les neutrons, de la capture neutronique, de la diffusion des neutrons et de la fuite de neutrons devraient être incluses.

L'influence de l'énergie des neutrons sur la probabilité de fission devrait être examinée.

La modération des neutrons devrait être expliquée comme étant le mécanisme réduisant l'énergie des neutrons. Plusieurs bons modérateurs de neutrons devraient être identifiés.

L'enlèvement des neutrons des systèmes de fission par des absorbeurs de neutrons devrait être examiné.

13.6.3 Historique des accidents de criticité

Des accidents de criticité choisis devraient être décrits.

Les causes de ces accidents et les moyens employés pour y mettre un terme devraient être examinés.

13.6.4 Réponse aux signaux d'alarme de criticité

On doit donner une formation relative à la reconnaissance et à la réponse aux alarmes de criticité conformément à la section 3, *Système d'alarme d'accident de criticité*.

Un exemple de la réduction de la dose reçue en fonction de la distance, du temps et du blindage doit être donné afin de mettre l'accent sur une évacuation rapide.

13.6.5 Paramètres de contrôle

Les effets et les applications des facteurs suivants qui sont pertinents pour les opérations de sûreté-criticité dans l'installation doivent être expliqués et illustrés :

- la masse
- la forme
- l'interaction et la séparation
- la modération
- la réflexion
- la concentration
- le volume
- la masse volumique
- les absorbeurs de neutrons
- l'hétérogénéité
- l'enrichissement

Les limites à un seul paramètre appropriées à l'installation doivent être examinées.

La notion de criticité nucléaire doit être illustrée par des exemples appropriés à l'installation. Voici des exemples courants :

1. le changement dans la masse critique de petites pièces de matières fissiles, comme des morceaux issus de façonneuses sur tour ou de pastilles faiblement enrichies, immergées dans l'eau ou dans l'huile
2. l'influence des matériaux non fissiles et de la géométrie sur la criticité nucléaire
3. les facteurs ayant une incidence sur les interactions entre les unités

On doit examiner le principe de contingences pour la vérification de la validité des limites de sûreté-criticité.

13.6.6 Politique et procédures

La politique en matière de sûreté-criticité nucléaire de l'installation doit être décrite (pour plus d'information, voir la section 12.3.1, *Responsabilités des gestionnaires*).

La politique de l'installation relative aux listes de contrôle, aux feuilles de signatures et à la documentation dans l'exécution des procédures qui sont pertinentes à la sûreté-criticité doit être expliquée.

Les procédures pertinentes se rapportant à la sûreté-criticité doivent être examinées. On doit mettre l'accent sur les limites de sûreté-criticité, les contrôles et les procédures d'urgence.

La politique se rapportant aux situations qui ne sont pas visées par les procédures et aux situations au cours desquelles la sûreté du fonctionnement est remise en cause doit être décrite.

Les employés doivent être informés de leur droit de remettre en question toute opération qu'ils jugent non sécuritaire.

13.7 Évaluation

13.7.1 Programme de formation

Le programme de formation en sûreté-criticité d'une organisation doit être évalué périodiquement. Le processus d'évaluation devrait permettre de confirmer que le programme de formation est adéquat. Le processus d'évaluation et les résultats doivent être documentés.

13.7.2 Personnel

La réussite de la formation doit être basée sur des critères de rendement prédéterminés. Les méthodes d'évaluation devraient comprendre des examens écrits, oraux et opérationnels. Les points faibles identifiés doivent être réglés par de la formation additionnelle. Il incombe au superviseur immédiat et à toute autre unité organisationnelle désignée par la Direction d'établir si l'ensemble du dossier de formation de l'employé est acceptable.

13.7.3 Documentation

Le dossier de formation des employés doit être documenté et conservé pendant au moins quatre ans. La Direction peut spécifier une période de conservation plus longue.

14. Utilisation d'absorbeurs de neutrons fixes dans des installations nucléaires hors réacteurs

Certaines parties de la présente section sont tirées de la norme ANSI/ANS-8.21-1995 (confirmée en 2019), *Use of Fixed Neutron Absorbers in Nuclear Facilities Outside Reactors*, avec la permission de l'éditeur, l'American Nuclear Society. Le texte peut avoir été adapté dans le but de le rendre applicable aux obligations internationales auxquelles souscrit le Canada envers l'AIEA, et aux exigences réglementaires de la CCSN.

14.1 Introduction

Les absorbeurs de neutrons fixes (poisons) sont fréquemment utilisés dans le cadre des mesures globales de contrôle de la sûreté-criticité.

La section 2, *Sûreté-criticité nucléaire des activités comportant des matières fissiles hors réacteurs*, présente des considérations générales relatives aux absorbeurs de neutrons dans la prévention de la criticité. La section 14 fournit des directives additionnelles pour compléter celle de la section 2 et de la section 11, *Critères de sûreté-criticité pour la manutention, le transport, le stockage et la gestion des déchets à long terme hors réacteurs du combustible des réacteurs*. La section 4 du présent document d'application de la réglementation présente des applications particulières des absorbeurs de neutrons et fournit une orientation quant à leur utilisation. La section 14 donne des directives additionnelles détaillées sur l'utilisation des absorbeurs de neutrons fixes dans la conception, la construction et l'exploitation des installations nucléaires hors réacteurs.

Aux fins du présent document d'application de la réglementation, les absorbeurs de neutrons fixes sont des matériaux :

1. qui font partie intégrante d'une installation, de l'équipement ou des composants du combustible
2. qui possèdent des propriétés d'absorption des neutrons
3. qui sont intégrés à la conception, afin d'assurer les marges de sous-criticité requises pour les opérations normales et anormales

Ces directives s'appliquent à la conception, à la construction et à l'exploitation des installations servant à la manutention, au traitement et au stockage des matières fissiles. Ces directives s'appliquent également à l'équipement associé au transport des matières fissiles.

L'utilisation d'absorbeurs de neutrons fixes peut réduire la nécessité d'avoir recours à des contrôles administratifs de sûreté-criticité. Ainsi, on peut utiliser de manière plus rentable l'installation ou l'équipement tout en maintenant des marges de sûreté adéquates. Lorsqu'il y a présence d'absorbeurs de neutrons fixes, mais qu'ils ne sont pas nécessaire pour maintenir la sous-criticité dans des conditions normales ou des conditions anormales crédibles, la présente section ne s'applique pas.

14.2 Portée

La présente section fournit une orientation relative à l'utilisation d'absorbeurs de neutrons fixes faisant partie intégrale des installations nucléaires et de l'équipement de procédé des matières fissiles hors réacteurs, lorsque ces absorbeurs assurent un contrôle de la sûreté-criticité.

14.3 Considérations générales liées à la sûreté

Le but des absorbeurs de neutrons fixes dans les applications de contrôle de la criticité est d'assurer la sous-criticité pour des conditions normales et anormales crédibles pendant la durée de vie de l'installation ou de l'équipement. Les pratiques de sûreté-criticité nucléaire de la section 2 sont applicables. La vérification des absorbeurs et de leur efficacité pour capturer des neutrons doit être effectuée avant l'utilisation des matériaux. Après l'installation, il doit y avoir une vérification, afin de s'assurer que le système d'absorbeurs de neutrons est en place tel que prévu. L'étendue et la fréquence de la vérification dépendent des effets du milieu dans lequel les absorbeurs sont placés, des propriétés de l'absorbeur, et de la configuration.

Pour établir l'efficacité des absorbeurs de neutrons, il faut soit utiliser des données d'expérience applicables ou des méthodes d'analyse qui ont été validées à l'aide d'expériences de référence adéquates. Le choix des matériaux et la protection dans des applications spécifiques doivent être conformes aux exigences relatives à l'absorption des neutrons pour l'exploitation de l'installation prévue dans des conditions normales et des conditions anormales crédibles.

S'il est nécessaire d'utiliser un modérateur ou des matériaux structuraux pour assurer la sûreté-criticité dans un système d'absorbeurs de neutrons, ces matériaux doivent également être soumis à des contrôles, des analyses et des vérifications, tel que spécifié dans les sous-sections suivantes.

14.4 Exigences et orientation

Les exigences relatives à l'utilisation d'absorbeurs de neutrons fixes pour le contrôle de la sûreté-criticité sont regroupées dans les trois catégories suivantes : conception, évaluations de la sûreté et vérification et inspection. Ces sujets doivent être examinés dans le cadre de la mise en œuvre et de l'application pendant la conception, la construction, les essais et l'exploitation.

14.4.1 Conception

Les absorbeurs de neutrons fixes doivent être conçus pour conserver la relation géométrique requise avec les matières fissiles pendant la durée de vie utile prévue.

Une méthode de vérification doit être fournie pour déterminer si la conception, la sûreté et les exigences d'exploitation sont respectées pour tous les composants du système d'absorbeurs de neutrons. Les exigences relatives à la vérification en marche doivent être considérées pendant la conception du système d'absorbeurs de neutrons.

La conception doit comprendre l'évaluation du milieu de fonctionnement. La détérioration de l'absorbeur de neutrons ou des matériaux utilisés pour protéger l'absorbeur de neutrons contre les effets chimiques, physiques, radiologiques et mécaniques doit être évitée ou prévue dans la conception.

L'absorbeur de neutrons fixe doit être conçu de manière à pouvoir conserver sa capacité d'absorption des neutrons pendant sa durée de vie utile, y compris pendant toutes les conditions crédibles de modération et de réflexion des neutrons.

Les effets du rayonnement sur le système d'absorbeurs de neutrons pendant sa durée de vie (p. ex. appauvrissement suite à l'absorption des neutrons, à la fragilisation et à la radiolyse) doivent être évalués.

La conception doit prévoir des tolérances pour les variations dans les matériaux de procédé, des tolérances de fabrication, des tolérances relatives aux incertitudes dans la masse volumique et la répartition de l'absorbeur, et des tolérances pour les incertitudes dans les propriétés nucléaires (comme l'exactitude de la section efficace de capture des neutrons) de l'absorbeur de neutrons.

Le système d'absorbeurs de neutrons doit être conçu de manière à ce que la fonction de sûreté-criticité ne soit pas compromise dans aucune des conditions normales et des conditions anormales crédibles de l'installation ou de l'équipement.

Le système d'absorbeurs de neutrons doit être conçu de manière à éviter l'enlèvement par inadvertance, le déplacement ou la modification des composants.

La conception de l'équipement et des installations comportant des absorbeurs de neutrons fixes doit tenir compte des pratiques d'ingénierie relatives aux facteurs humains pour l'installation, l'exploitation et l'entretien des absorbeurs de neutrons fixes.

Les exigences relatives à l'exploitation, à la comptabilisation des matières fissiles et à d'autres domaines de sûreté doivent être considérées dans la conception du système d'absorbeurs de neutrons.

14.4.2 Évaluation de la sûreté

Les pratiques en matière de sûreté-criticité de la section 2 doivent être appliquées.

Le risque de détérioration des absorbeurs de neutrons pendant le fonctionnement normal suite des actions physiques ou chimiques et à tous changements dans la composition des matériaux, ou encore aux changements dans les matériaux constituant le système d'absorbeurs de neutrons (p. ex. la gaine), doit être évalué.

Les incidences des conditions normales et des conditions anormales crédibles sur le système d'absorbeurs de neutrons, comme les dommages causés par le rayonnement, les réactions chimiques, les incendies, les écarts de température, les conditions de pression, les vibrations, les chocs mécaniques, l'usure par frottement, la corrosion, l'enlèvement par inadvertance, l'appauvrissement et les inondations doivent être évaluées.

Tout événement qui soumet le système d'absorbeurs de neutrons à des conditions physiques ou chimiques à l'extérieur des paramètres de conception doit nécessiter une réévaluation du système avant la reprise des opérations.

Les analyses de sûreté doivent être basées sur les résultats obtenus à partir de méthodes de calcul validées ou de résultats obtenus d'expériences applicables. Les méthodes de calcul doivent être validées conformément à la section 2.

Les méthodes de calcul utilisées doivent reproduire l'effet de réduction locale du flux de neutrons associé avec des absorbeurs de neutrons localisés.

L'effet de la non-homogénéité sur la criticité (par exemple, flux de neutrons à travers l'absorbeur de neutrons) des absorbeurs de neutrons fixes doit être évalué.

Les évaluations doivent tenir compte des tolérances liées à la fabrication, de la substitution des matériaux, des changements de géométrie, des tolérances de corrosion, des hypothèses de modélisation, des variables de procédé et d'autres incertitudes pertinentes.

14.4.3 Vérification et inspection

Le plan d'inspection et de vérification pour les systèmes d'absorbeurs de neutrons fixes doit être conforme aux exigences d'assurance de la qualité du titulaire de permis. Les actions découlant du plan ne doivent pas compromettre la sûreté-criticité nucléaire du système d'exploitation.

L'inspection et la vérification doivent être documentées, et des registres doivent être conservés pendant la durée de vie utile de l'installation et du système d'absorbeurs de neutrons.

La fréquence requise pour les inspections et l'étendu de la vérification en marche doivent être déterminées. Les facteurs à considérer comprennent les analyses de sûreté, le milieu dans lequel les absorbeurs sont placés et les propriétés de l'absorbeur.

Si requis, les méthodes de vérification en marche pour mesurer les propriétés de l'absorbeur peuvent comprendre des techniques neutroniques, autres que des techniques non destructives, ou des méthodes d'essai chimique.

Les méthodes d'essai utilisées pour vérifier les propriétés de l'absorbeur de neutrons doivent être étalonnées par rapport aux normes publiées par des organismes de normalisation nationaux ou internationaux, comme la *U.S. National Institute of Standards and Technology*.

Le plan d'inspection et de vérification doit être mis en œuvre pour l'acquisition des matériaux, la fabrication des composants du système d'absorbeurs de neutrons, ainsi que pour l'installation, l'exploitation et l'entretien du système d'absorbeurs de neutrons.

La vérification de la matière absorbant les neutrons fixes (élémentaire ou isotopique, selon le cas) doit être faite avant l'utilisation.

Les composants du système d'absorbeurs de neutrons doivent être vérifiés afin de s'assurer qu'ils sont conformes aux dessins techniques et aux spécifications avant l'installation.

L'installation adéquate du système d'absorbeurs de neutrons doit être vérifiée avant l'utilisation.

L'exploitation du système d'absorbeurs de neutrons et son entretien doivent être vérifiés afin de s'assurer qu'ils sont conformes aux exigences d'évaluation de la sûreté.

Les résultats des vérifications en marche doivent être évalués et, au besoin, des mesures correctives doivent être prises.

15. Sûreté-criticité nucléaire en limitant et en contrôlant des modérateurs

Certaines parties de la présente section sont tirées de la norme ANSI/ANS-8.22-1997 (confirmée en 2016), *Nuclear Criticality Safety Based on Limiting and Controlling Moderators*, avec la permission de l'éditeur, l'American Nuclear Society. Le texte peut avoir été adapté dans le but de le rendre applicable aux obligations internationales auxquelles souscrit le Canada envers l'AIEA, et aux exigences réglementaires de la CCSN.

15.1 Introduction

Pour de nombreuses activités, la sûreté-criticité est atteinte en limitant certains paramètres comme la géométrie, la masse, l'enrichissement et l'espacement entre les matières fissionnables. La quantité de matières fissionnables pouvant être manipulées, stockées ou traitées de manière sécuritaire à un moment donné peut également dépendre de la gamme possible de modulation des neutrons. La modulation optimale, par définition, donne lieu à la masse critique de matières fissionnables la plus faible, les autres conditions demeurant inchangées.

Une masse admissible, beaucoup plus grande que la masse admissible pour la modulation optimale, peut être justifiée en limitant et en contrôlant des modérateurs, c.-à-d. le contrôle des modérateurs à l'intérieur de certaines limites spécifiées.

15.2 Portée

La présente section fournit une orientation relative à l'atteinte de la sûreté-criticité en limitant et en contrôlant des modérateurs, allant de la modulation nulle à la modulation optimale pour les matières fissionnables. La présente section ne s'applique pas au contrôle de la concentration de matières fissionnables.

Les directives relatives à l'évitement des accidents de criticité lors de la manutention, du stockage, du traitement et du transport des matières fissiles sont présentées à la section 2, *Sûreté-criticité nucléaire des activités comportant des matières fissiles hors réacteurs*.

15.3 Pratiques en matière de sûreté-criticité nucléaire

15.3.1 Pratiques administratives relatives aux limites et aux contrôles appliqués aux modérateurs

Les procédures écrites doivent comprendre des limites de sûreté-criticité nucléaire et des contrôles d'exploitation. Ces procédures doivent discuter de toutes les étapes à suivre en cas de défaillance d'un contrôle du modérateur.

Des procédures écrites doivent être fournies pour la surveillance, les essais et l'entretien, afin de s'assurer que les limites et les contrôles spécifiés dans les évaluations de procédé sont maintenus.

Des procédures écrites doivent être fournies pour l'échantillonnage du modérateur et les analyses, tel que requis par l'évaluation de procédé.

Les zones de contrôle du modérateur doivent être identifiées pour le personnel, conformément aux pratiques propres à l'installation.

Des limites appropriées et d'autres moyens de contrôle du modérateur doivent être affichés.

Les exigences relatives au contrôle du modérateur doivent être incluses dans les plans de lutte contre l'incendie.

La présence de matériaux combustibles dans les zones de contrôle du modérateur doit être réduite au minimum.

Une formation permettant de mieux comprendre et de se conformer aux limites et aux contrôles du modérateur doit être offerte au personnel approprié dans le cadre de la formation en sûreté-criticité nucléaire. Des directives additionnelles figurent à la section 13, *Formation relative à la sûreté-criticité nucléaire*.

Des directives additionnelles relatives aux pratiques administratives figurent à la section 12, *Pratiques administratives relatives à la sûreté-criticité nucléaire*.

15.3.2 Évaluation des procédés pour limiter et au contrôler les modérateurs

L'évaluation de procédé doit définir la zone de contrôle du modérateur.

L'évaluation de procédé doit démontrer que l'opération sera sous-critique à la fois dans des conditions normales et dans des conditions anormales crédibles, tel que précisé à la section 2.3.2.2.

L'évaluation de procédé doit identifier clairement les limites, les contrôles et les barrières artificielles des zones de contrôle du modérateur. Les limites doivent être basées sur des données expérimentales ou obtenues grâce à des méthodes de calcul qui sont validées, tel que requis par la section 2.

L'évaluation de procédé doit tenir compte des propriétés de tous les matériaux présents qui pourraient modifier la teneur en modérateur. Par exemple, mentionnons les propriétés hygroscopiques, hydriques, d'absorption et les natures d'adsorption et radiolytiques des matériaux.

L'évaluation de procédé doit tenir compte de tous les modérateurs présents, introduits ou accumulés dans la zone de contrôle du modérateur, soit intentionnellement ou par accident. L'annexe F donne des exemples de modérateurs à la sous-section F.1, *Modérateurs de type courant*, et des exemples de source de modérateurs à la sous-section F.2, *Sources possibles de modulation*.

L'évaluation de procédé doit discuter de la répartition des modérateurs à l'intérieur de la matière fissionnable et entre les unités distinctes de matières fissionnables. La distribution non uniforme des modérateurs qui pourrait se produire pendant des procédés mécaniques (mélange), des procédés thermiques, ou des procédés chimiques doit également être étudiée.

L'évaluation de procédé doit tenir compte des tolérances et des changements dans les propriétés physiques et chimiques du modérateur.

L'évaluation de procédé doit examiner la pertinence et l'intégrité des contenants utilisés pour transférer et pour stocker les modérateurs ou les matériaux contrôlés par le modérateur dans la zone de contrôle du modérateur.

L'évaluation des procédés doit examiner les modérateurs qui pourraient être rencontrés durant l'entretien, la décontamination, la construction et les activités non opérationnelles.

L'évaluation de procédé doit tenir compte de la nécessité d'avoir des contrôles spéciaux relatifs à la prévention et à l'extinction des incendies. L'incidence de la lutte contre l'incendie dans les zones adjacentes doit également être considérée.

L'évaluation de procédé doit établir les exigences relatives à la mesure du modérateur nécessaire pour s'assurer que les limites et les contrôles spécifiés sont maintenus. L'annexe F, sous-section F.3, *Mesure du contenu du modérateur* donne un exemple de certains aspects et des considérations nécessaires pour assurer l'intégrité de la mesure de la concentration du modérateur.

L'évaluation de procédé doit tenir compte du principe de la contingence double, tel qu'indiqué à la section 2.

15.4 Pratiques d'ingénierie pour les zones de contrôle du modérateur

15.4.1 Barrières de la zone de contrôle du modérateur

Les zones de contrôle du modérateur doivent être dotées de barrières artificielles, tel que requis par l'évaluation de procédé. On doit tenir compte des dangers possibles à l'extérieur des zones de contrôle du modérateur qui pourraient compromettre l'intégrité des barrières artificielles.

15.4.2 Équipement et contenants

L'équipement et les contenants de matières fissionnables utilisés dans les zones de contrôle du modérateur doivent être conçus, construits et fabriqués de manière à limiter et à contrôler les modérateurs, conformément à l'évaluation de procédé. Des exemples de ces barrières figurent à l'annexe F, sous-section F.4, *Exemples de barrières artificielles servant à contrôler le modérateur*.

15.4.3 Ouvertures

Les ouvertures donnant accès à la zone de contrôle du modérateur devraient être réduites au minimum.

Les systèmes qui pénètrent dans la zone de contrôle du modérateur et qui contiennent habituellement du modérateur doivent avoir des limites et des contrôles, tel que requis par l'évaluation de procédé.

Les systèmes (comme les conduits de ventilation, la tuyauterie de gaz comprimé, les conduites électriques et les drains) qui pénètrent la zone de contrôle du modérateur, mais qui ne contiennent pas habituellement de modérateur, doivent avoir des contrôles tel que requis par l'évaluation de procédé.

15.4.4 Prévention et extinction des incendies

La maîtrise d'un incendie dans une zone de contrôle du modérateur doit intégrer les caractéristiques de conception identifiées dans l'évaluation de procédé. L'utilisation d'agents extincteurs non modérateurs devrait être envisagée.

La préférence devrait être donnée à l'utilisation d'éléments fonctionnels de construction, d'équipement et de matériaux non combustibles et résistants au feu, dans le but de réduire le risque d'introduire du modérateur dans les activités de lutte contre l'incendie.

Les matériaux combustibles devraient être réduits au minimum dans les zones de contrôle du modérateur, afin de réduire le risque d'introduire du modérateur dans les activités de lutte contre l'incendie. Les matériaux nécessaires qui sont combustibles ou non résistants au feu devraient être conservés de manière à réduire au minimum le risque d'incendie.

15.4.5 Instruments et contrôles

Les instruments et les contrôles peuvent être utilisés pour détecter ou pour éviter la présence des modérateurs. Les instruments et les contrôles identifiés dans l'évaluation de procédé doivent être conçus, installés, exploités et maintenus conformément à la section 2.

16. Planification et intervention d'urgence en cas d'accident de criticité nucléaire

Certaines parties de la présente section sont adoptées de la norme ANSI/ANS-8.23-2019, *Nuclear Criticality Accident Emergency Planning and Response*, avec la permission de l'éditeur, l'American Nuclear Society. Le texte peut avoir été adapté dans le but de le rendre applicable aux obligations internationales auxquelles souscrit le Canada envers l'AIEA, et aux exigences réglementaires de la CCSN.

16.1 Introduction

Les programmes de sûreté-criticité nucléaire dans les installations qui utilisent des matières fissionnables ont pour objectif ultime l'évitement des accidents de criticité nucléaires. Cependant, la possibilité que de tels événements surviennent existe et leurs conséquences peuvent mettre la vie en danger. Cette possibilité nécessite la mise en place de pratiques de planification des mesures d'urgence prévues et la vérification de l'état de préparation.

16.2 Portée

La section 16 donne des directives visant à réduire au minimum les risques pour le personnel durant l'intervention en cas d'urgence lors d'un accident de criticité nucléaire hors réacteurs. Des procédures de planification des mesures d'urgence et des procédures d'intervention doivent être tenues à jour pour toute installation où un système d'alarme d'accident de criticité est utilisé, tel que spécifié à la section 3, *Système d'alarme d'accident de criticité*.

Les dispositions de la présente section peuvent être considérées dans la planification des mesures d'urgence en vigueur sur les sites des centrales nucléaires et aux installations dotées de réacteurs de recherche. La présente section ne s'applique pas aux accidents survenant à l'extérieur du site, ou à la planification des mesures d'urgence et de l'intervention à l'extérieur du site.

16.3 Responsabilités

16.3.1 Responsabilités de la Direction

La Direction doit s'assurer que :

- le personnel possédant l'expertise pertinente est en place
- un plan des mesures d'urgence est établi, maintenu et appliqué
- les zones d'évacuation immédiate et les itinéraires d'évacuation sont établis
- un ou des postes de rassemblement du personnel sont déterminés, et une méthode visant à recenser en temps opportun tout le personnel qui se trouvait dans la zone d'évacuation immédiate au moment de l'évacuation est en place
- les instruments et l'équipement nécessaires pour intervenir en cas d'accident de criticité sont fournis
- le niveau de préparation (y compris la formation) requis pour l'intervention en cas d'accident de criticité est adéquat
- la capacité de réaliser des évaluations de la dose de rayonnement lors de l'intervention en cas d'accident de criticité est assurée
- un système de communication pour la coordination centrale de toutes les activités d'urgence sur le site est fourni
- les dosimètres utilisables en cas d'accident nucléaire, à la fois les dosimètres individuels et fixes, sont fournis

- l'équipement, comme les systèmes d'alarme d'accident de criticité (définis à la section 3) et les procédures sont en place pour déclencher l'intervention en cas d'urgence au besoin

16.3.2 Responsabilités du personnel technique

16.3.2.1 Planification

Le personnel technique doit :

- identifier les emplacements possibles d'accident de criticité
- évaluer et caractériser les accidents de criticité potentiels, y compris prévoir les doses de rayonnement
- déterminer les exigences en matière d'instrument et d'équipement pour les activités d'intervention d'urgence
- définir une zone d'évacuation immédiate pour chaque emplacement potentiel d'accident de criticité
- participer à la planification, à la réalisation et à l'évaluation des exercices

16.3.2.2 Intervention d'urgence

Lors d'une intervention d'urgence, le personnel technique doit :

- être disponible pour conseiller et aider le coordonnateur des mesures d'urgence lors de l'intervention en cas d'accident de criticité
- réaliser une évaluation de la dose de rayonnement appropriée à un accident de criticité

16.4 Planification des mesures d'urgence

16.4.1 Évaluation

Si la présente section s'applique, tel que défini à la sous-section 16.2, il faut réaliser une évaluation et la documenter dans le but d'identifier les emplacements possibles des accidents de criticité.

L'évaluation doit décrire l'accident de criticité nucléaire représentatif. Cette description peut être basée sur un jugement d'expert ou sur une analyse plus détaillée. La description devrait comprendre une estimation du rendement de fission et la probabilité de récurrence de la criticité.

Une zone d'évacuation immédiate doit être établie en se basant sur l'évaluation documentée. La planification des mesures d'urgence doit établir une valeur acceptable maximale pour la dose absorbée à la frontière de la zone d'évacuation immédiate. Les fondements pour la valeur maximale acceptable doivent être documentés. Le blindage peut être envisagé dans l'établissement de la zone d'évacuation immédiate. Les effets localisés d'un accident de criticité et le fait qu'une évaluation rapide n'est pas sans risque peuvent donner lieu à une zone d'évacuation immédiate qui est beaucoup plus petite que l'ensemble du site.

Remarque : Le ou les accidents représentatifs de criticité nucléaire peuvent être :

- un accident de criticité nucléaire limitatif, tel qu'il est décrit ci-dessous
- un accident de criticité nucléaire reposant sur des hypothèses moins prudentes si des analyses détaillées des accidents de criticité nucléaire sont effectuées et si l'on démontre qu'elles sont applicables aux conditions évaluées

L'accident de criticité nucléaire limitatif (basé sur une description d'accident dans le guide de réglementation de la Nuclear Regulatory Commission des États-Unis 3.71, *Nuclear*

Criticality Safety Standards for Fuels and Material Facilities [44]) est utilisé par le personnel de la CCSN pour évaluer diverses applications dans diverses installations. Le demandeur doit évaluer la description, puis sélectionner et utiliser les détails pertinents pour l'application prévue. L'hypothèse est que l'intensité des sources de rayonnement et les rejets dus à un accident de criticité nucléaire proviennent d'une excursion de puissance se déroulant dans une géométrie défavorable contenant une solution de 400 g/L d'uranium enrichi en ^{235}U . L'excursion produit une rafale initiale de 1×10^{18} fissions en 0,5 seconde, suivie successivement à 10 minutes d'intervalle de 47 salves de $1,9 \times 10^{17}$ fissions, pour un total de 1×10^{19} fissions en 8 heures. L'excursion de puissance est présumée se terminer par l'évaporation de 100 litres de la solution.

16.4.2 Plan des mesures d'urgence

À la lumière de l'évaluation précitée, un plan des mesures d'urgence doit être établi et maintenu. Le plan des mesures d'urgence peut constituer une partie intégrante d'un autre plan ou être distinct des autres plans.

Le plan des mesures d'urgence doit inclure des directives pour la Direction, le personnel technique et le personnel d'intervention en cas d'accident de criticité. Le plan doit traiter des mesures protectrices recommandées, des fonctions du personnel d'intervention et de l'équipement requis pour intervenir en cas d'accident.

Le plan des mesures d'urgence doit identifier les emplacements potentiels d'accident de criticité et comprend des descriptions appropriées des installations.

Le plan des mesures d'urgence doit inclure des dispositions relatives aux actions suivantes :

- fournir les services d'un coordonnateur des mesures d'urgence
- activer les mesures d'urgence
- intervenir en cas d'urgences simultanées (par exemple, incendie, personnel blessé, incidents de sécurité)
- identifier le personnel exposé et déterminer la dose de rayonnement qu'il a reçue
- fournir des soins médicaux appropriés au personnel ayant été exposé au rayonnement
- évaluer les conséquences de l'accident de criticité, y compris celles associées aux matières radioactives ou aux matières dangereuses non radioactives qui pourraient avoir été rejetées par suite de l'accident
- déterminer à quel moment l'état d'urgence prend fin
- coordonner les activités avec les organismes de secours qui fourniront de l'aide en cas d'urgence (ces organismes peuvent être sur place ou à l'extérieur du site)
- rassembler et recenser les membres du personnel

Le plan des mesures d'urgence peut être activé simplement si un doute existe qu'un accident de criticité est sur le point de se produire, est en train de se produire ou s'est produit.

16.4.3 Équipement

Les vêtements de protection et l'équipement appropriés doivent être fournis au personnel d'intervention. Les vêtements et l'équipement peuvent comprendre l'équipement de protection des voies respiratoires, les combinaisons anticontamination, l'équipement de détection du rayonnement gamma à gamme élevée et gamme réduite, l'équipement de détection des neutrons, l'équipement de communication et les dosimètres individuels (comme les dosimètres à lecture directe de poche).

L'équipement de surveillance approprié permettant de déterminer si une évacuation complémentaire est requise et d'identifier les personnes ayant été exposées au rayonnement doit être fourni aux postes de rassemblement.

16.5 Évacuation

16.5.1 Personnel dans la zone d'évacuation immédiate

Lorsqu'une évacuation est initiée, tout le personnel se trouvant dans la zone d'évacuation immédiate doit évacuer les lieux sans hésitation en suivant les itinéraires d'évacuation prévus vers un ou des postes de rassemblement pré-établis.

16.5.2 Surveillance dans les zones adjacentes

Les niveaux de rayonnement doivent être surveillés dans les zones occupées à proximité de la zone d'évacuation immédiate après l'initiation de l'intervention en cas d'urgence.

16.5.3 Surveillance aux postes de rassemblement

Les niveaux de rayonnement doivent être surveillés périodiquement aux postes de rassemblement après l'initiation de l'intervention d'urgence.

16.5.4 Évacuation complémentaire du personnel autre que le personnel d'intervention

Si la surveillance requise par les sections 16.5.2 et 16.5.3 indique que le débit de dose dépasse 1 mSv/h (100 mrem/h) dans les zones qui demeurent occupées, le personnel autre que le personnel d'intervention d'urgence doit évacuer les lieux.

Le débit de dose de 1 mSv/h a été adapté à partir du rapport n° 116 du NCRP [36].

16.5.5 Sorties

Il existe suffisamment de sorties dans la zone d'évacuation immédiate pour faciliter l'évacuation rapide et sans obstacle du personnel. L'évacuation immédiate visant à assurer la protection du personnel doit primer sur le contrôle de la contamination ou sur d'autres considérations relatives à la sécurité.

16.5.6 Identification des postes de rassemblement

Les postes de rassemblement doivent être clairement identifiés ou affichés.

16.5.7 Planification des itinéraires d'évacuation

Des itinéraires d'évacuation doivent être prévus afin de réduire au minimum le risque total, en tenant compte de tous les dangers potentiels, par exemple les dangers chimiques, industriels et radiologiques.

16.6 Réintégration, sauvetage et stabilisation

Toutes les activités associées à la réintégration, au sauvetage et à la stabilisation doivent être coordonnées et autorisées par le coordonnateur des mesures d'urgence. Le coordonnateur des mesures d'urgence peut déléguer l'autorité à d'autres personnes compétentes.

16.6.1 Réintégration

La réintégration doit être prévue de manière à réduire au minimum les risques pour le personnel.

La réintégration pendant la situation d'urgence doit se faire seulement par des volontaires ayant reçu une formation en intervention d'urgence et en réintégration.

La réintégration ne doit être faite que dans les cas où un contrôle radiologique préliminaire indique que les niveaux de rayonnement sont acceptables pour la réintégration. Les instruments dont on dispose ou des détecteurs temporaires de lecture à distance peuvent être utilisés.

Dans tous les cas, la réintégration doit être accompagnée d'une surveillance continue du rayonnement.

Si le système demeure critique et s'il y a possibilité que des dommages excessifs ou des rejets importants de matières radioactives se produisent, une tentative précoce de réintégration visant à désactiver le système est permise. La méthode de désactivation du système doit être planifiée avec soin et mise en œuvre de manière à réduire au minimum les dangers pour l'équipe de réintégration.

16.6.2 Opération de sauvetage

S'il faut porter secours à du personnel, le sauvetage doit être prévu de manière à ce que les sauveteurs ne soient pas exposés à des risques qui mettent la vie en danger. On devrait tenir compte de la possibilité d'une criticité continue ou récurrente.

Les mesures de sauvetage qui nécessitent une réintégration hâtive dans la zone d'évacuation immédiate doivent être effectuées par plus d'un volontaire.

16.6.3 Stabilisation

Le personnel technique doit déterminer si le système est sous-critique et doit informer la Direction des méthodes visant à s'assurer que la stabilisation de l'équipement concerné et des conditions sécuritaire pour le personnel. Cela peut comprendre le fait de placer la matière fissile dans une géométrie favorable, diluer la solution fissile en-deçà de la concentration critique, ou utiliser des absorbeurs de neutrons pour maintenir la sous-criticité.

Si l'on utilise des absorbeurs de neutrons pour arrêter ou stabiliser un système, on doit s'assurer qu'une quantité suffisante d'absorbeurs est disponible. Avant de choisir un absorbeur, on doit évaluer les effets de l'absorbeur de neutrons dans des conditions d'accident. On doit tenir compte de la comptabilité des matériaux et des cas dans lesquels l'ajout d'un absorbeur de neutrons peut accroître la multiplication des neutrons.

16.7 Formation en classe, exercices et exercices d'évacuation

16.7.1 Formation en classe

Un programme de formation portant sur l'intervention en cas d'accident de criticité doit être élaboré et mis en œuvre, conformément à la section 13, *Formation relative à la sûreté-criticité nucléaire*. Cette formation doit être révisée chaque année et, au besoin, pour s'assurer que tous changements ou modifications sont intégrés au programme de formation. D'autres formats didactiques, comme la formation assistée par ordinateur, peuvent être utilisés pour respecter ces exigences.

Le personnel de l'installation qui doit intervenir en cas d'alarme d'accident de criticité doit recevoir une formation lui permettant de reconnaître les alarmes, et de connaître le plan d'ensemble de l'installation, les itinéraires d'évacuation, l'emplacement des postes de rassemblement, le recensement du personnel et les méthodes de surveillance.

Le personnel d'intervention d'urgence doit recevoir une formation relativement à ses fonctions et responsabilités lors de l'intervention en cas d'accident de criticité. Cette formation doit comprendre les procédures, la connaissance du plan d'ensemble de l'installation et les caractéristiques des accidents de criticité.

Les visiteurs doivent être informés de leurs responsabilités en réponse à une alarme d'accident de criticité, ou à un accident de criticité.

La formation sur les procédures de réintégration et les dangers présents dans l'installation doit être fournie annuellement pour le personnel de l'équipe de réintégration.

Le personnel technique doit recevoir une formation sur ses fonctions et ses responsabilités en cas d'accident de criticité.

La formation devra mettre l'accent sur le fait que les mesures d'urgence, y compris l'évacuation, devraient être mises en œuvre de manière à réduire le risque de blessure.

16.7.2 Exercices

Un exercice d'intervention en cas d'accident de criticité doit être effectué chaque année pour mettre à l'épreuve la capacité des organismes de secours et des systèmes de communication et pour renforcer la formation relative aux situations d'urgence. Les exercices peuvent comprendre un exercice d'évacuation. Lors de la réalisation des exercices, les points suivants s'appliquent :

- les exercices devraient comprendre un scénario réaliste mettant en cause un accident de criticité simulé et devraient avoir des objectifs bien définis qui spécifient les aspects de l'intervention d'urgence choisis pour les essais ou le renforcement
- les exercices doivent comprendre une évaluation postexercice faite par des observateurs, des contrôleurs et des participants représentatifs
- les exercices doivent être planifiés et contrôlés par le personnel qui ne participe pas directement à l'exercice
- le personnel d'intervention d'urgence doit participer aux exercices d'accident de criticité nucléaire afin de mettre à jour et de renforcer la formation en matière d'intervention

16.7.3 Exercices d'évacuation

Des exercices d'évacuation doivent être réalisés au moins une fois par an. Les exercices doivent inclure tout le personnel qui travaille de manière courante dans la zone d'évacuation immédiate.

Les exercices doivent être annoncés à l'avance (par exemple, au moyen d'un avis écrit, des affiches ou par l'entremise du système d'annonces publiques) afin de réduire au minimum la possibilité d'accident ou de blessure.

Si l'intervention met à l'essai les mêmes pratiques d'évacuation que celles associées aux accidents de criticité, un exercice d'évacuation peut comprendre un scénario autre qu'un accident de criticité. Les fausses alarmes ne doivent pas remplacer les pratiques d'évacuation, à moins que les mesures requises ne soient observées ou démontrées.

Annexe A : Conditions normales et anormales crédibles

Pour déterminer si un procédé sera sous-critique dans des conditions normales et des conditions anormales crédibles, il faut l'étudier de manière attentive. Les accidents de criticité qui se sont produits chez des exploitants industriels dépendaient surtout de l'incapacité à anticiper les conditions qui pourraient se produire; aucun accident n'a été causé par des calculs erronés du k_{eff} .

Les contrôles techniques de sûreté-criticité nucléaire devraient être conçus de manière à résister aux effets des charges extrêmes et des conditions environnementales (p. ex. températures extrêmes, humidité, pression ou rayonnement) associés aux conditions initiales suivantes et à d'autres conditions ayant un effet direct sur la sûreté-criticité nucléaire [1] :

1. événements déclencheurs externes hypothétiques :
 - phénomènes naturels
 - conditions météorologiques exceptionnelles (précipitations : pluie, grêle, neige, glace, frasil; vents : tornades, ouragans, cyclones, tempêtes de poussière ou tempêtes de sable; éclairs; températures élevées ou basses; humidité)
 - inondations
 - séismes et éruptions volcaniques
 - feux d'origine naturelle
 - effets de la flore et de la faune terrestre et aquatique (obstruction des prises d'eau et des exutoires, dommages causés aux structures)
 - phénomènes causés par l'homme
 - incendie, explosion ou rejet de substances corrosives ou dangereuses (provenant d'installations industrielles et militaires avoisinantes, ou de l'infrastructure de transport)
 - écrasement d'avion
 - projectiles provenant de défaillances mécaniques ou structurales dans des installations avoisinantes
 - inondations (rupture d'un barrage, blocage d'une rivière)
 - perte d'alimentation électrique et perte possible d'alimentation électrique
2. événements internes hypothétiques :
 - perte d'énergie et de fluide (alimentation électrique, air et air sous pression, vide, eau ou vapeur surchauffée, caloporteur, réactifs chimiques et ventilation)
 - utilisation d'électricité ou de produits chimiques
 - défaillance mécanique, y compris chute de charge, rupture (appareils sous pression), fuites (corrosion), obturation
 - instrumentation et contrôle, erreurs humaines
 - incendies et explosions (production de gaz, dangers liés au procédé)
 - inondation, débordement de cuve
 - ajout d'un solvant organique à une solution aqueuse (ou inversement) entraînant potentiellement une concentration inattendue de composés fissiles dans la solution résultante

Voici des exemples courants de variation des conditions de procédé qui devraient être examinés :

1. changement dans la forme ou les dimensions prévues résultant du renflement, de la corrosion ou de l'éclatement d'un contenant, ou du non-respect des spécifications du fabricant
2. augmentation de la masse de matière fissile dans un emplacement, par suite d'une erreur opérationnelle, d'un étiquetage inadéquat, de la défaillance de l'équipement ou d'erreurs dans les techniques d'analyse
3. changement dans le rapport du modérateur aux matières fissiles, résultant des causes suivantes :
 - erreurs de précision dans les instruments ou les analyses chimiques
 - inondation, pulvérisation ou fourniture aux appareils ou groupes d'appareils d'eau, d'huile, de neige (p. ex. eau à faible masse volumique), de carton, de bois ou d'autres matériaux de modération
 - modérateur qui s'évapore ou se déplace
 - précipitation des matières fissiles en solution
 - dilution de solutions concentrées avec du modérateur additionnel
 - Introduction de bulles d'air entre les rangées d'assemblage de combustible dans un bassin de stockage
4. changement dans la fraction de la population de neutrons perdus par absorption résultant de :
 - la perte d'absorbeur solide par corrosion ou par lixiviation
 - la perte de modérateur
 - la redistribution de l'absorbeur et des matières fissiles par précipitation d'un seul d'entre eux dans une solution
 - la redistribution de l'absorbeur solide dans une matrice de modérateur ou de solution par agglutination
 - l'incapacité à ajouter la quantité prévue d'absorbeur à une solution, ou l'incapacité à ajouter cette quantité en respectant la distribution prévue
 - l'incapacité de la technique d'analyse à déterminer les concentrations adéquates
5. changement dans l'importance de la réflexion des neutrons résultant de :
 - une augmentation de l'épaisseur du réflecteur occasionnée par la présence de matériaux additionnels (p. ex. eau ou personnel)
 - changement dans la composition du réflecteur, comme la perte d'absorbeur (p. ex. par corrosion de l'enveloppe extérieure de l'absorbeur)
6. changement dans l'interaction entre les unités et les réflecteurs résultant de :
 - l'ajout d'unités ou de réflecteurs additionnels (p. ex. personnel)
 - la mise en place inadéquate des unités
 - la perte de modérateur et d'absorbeur entre les unités
 - L'effondrement d'une structure servant à espacer les unités
7. augmentation de la masse volumique de la matière fissile

Annexe B : Méthodes de calcul de k_{eff}

L'examen des méthodes de calcul de k_{eff} illustre les exigences de la section 2.3.4, *Validation d'une méthode de calcul*.

B.1 But

Le but de l'utilisation de méthodes de calcul est de compléter les données expérimentales par interpolation et extrapolation.

B.2 Contexte

La vérification consiste à confirmer qu'un programme informatique installé effectue correctement les calculs numériques prévus.

Une valeur repère est une expérience bien caractérisée à l'état critique qui peut être utilisée pour établir la fiabilité des méthodes de calcul.

La validation est le procédé qui consiste à déterminer l'applicabilité d'une méthode de calcul et l'établissement du biais de la méthode en utilisant des valeurs repères appropriées pour l'évaluation des opérations.

B.3 Établissement de la limite supérieure de sous-criticité

Lorsque les méthodes de calcul servant à l'analyse sont appliquées à la prévision des facteurs de multiplication des neutrons à des fins d'évaluation de la sûreté, le facteur de multiplication calculé, k_p , pour cette application, en plus des incertitudes s'y rapportant, $|\Delta k_p|$, ne doit pas dépasser une valeur admissible établie, soit la limite supérieure de sous-criticité (LSSC) pour le facteur de multiplication des neutrons pour toutes les conditions normales et anormales crédibles, qui se calcule comme suit :

$$k_p + |\Delta k_p| \leq \text{LSSC}$$

Dans ces calculs, LLSC est le résultat du processus de validation et peut s'exprimer comme suit :

$$\text{LSSC} = k_c - |\Delta k_c| - |\Delta k_m|$$

où :

k_c = valeur moyenne du k_{eff} , qui résulte du calcul des expériences de référence pour la criticité en utilisant une méthode de calcul particulière.

Si les facteurs de multiplication calculés par les expériences de criticité laissent entrevoir une tendance particulière pour un paramètre, alors k_c doit être déterminé en fonction de l'ajustement optimal avec les valeurs calculées. Les expériences de référence pour le calcul de k_c doivent avoir des compositions matérielles (matières fissiles, absorbeurs de neutrons et modérateurs), des compositions géométriques, des spectres d'énergie des neutrons et des caractéristiques nucléaires (y compris les réflecteurs) semblables à celles du système évalué. La différence entre la valeur du k_{eff} mesurée expérimentalement et k_c est définie comme le biais. Ce biais est sensé être une fonction de la composition et d'autres variables, et doit être pris en compte dans les tendances.

- Δk_c = une marge pour le biais de k_c et les incertitudes liées au biais, qui comprennent des tolérances pour :
- les incertitudes dans les expériences de criticité
 - les incertitudes statistiques ou les incertitudes liées à la convergence, ou les deux, dans le calcul de k_c
 - les incertitudes dues à l'extrapolation de k_c à l'extérieur de la plage des données expérimentales
 - les incertitudes dues aux limites dans les représentations géométriques ou les représentations matérielles employées dans la méthode de calcul
- Δk_m = une marge administrative minimale de 50 mk (5 %) pour assurer la sous-criticité de LSSC.
- k_p = le facteur de multiplication calculé, k_{eff} , du système évalué pour des conditions normales et anormales crédibles.
- Δk_p = une tolérance pour :
- les incertitudes statistiques ou les incertitudes liées à la convergence, ou les deux, dans le calcul de k_p
 - les incertitudes dues aux limites dans les représentations géométriques ou les représentations matérielles employées dans la méthode de calcul

Les différentes incertitudes peuvent être combinées statistiquement si elles sont indépendantes (un exemple figure dans le document [45]). Les incertitudes corrélées doivent être combinées par addition.

Les méthodes ne permettant pas d'obtenir directement k_{eff} , mais dont la validité a été établie conformément à la section 2, peuvent être utilisées pour assurer la sous-criticité.

Des données d'expérience appropriées ou des données dérivées des expériences, avec une tolérance adéquate pour assurer la sous-criticité, peuvent être utilisées directement.

Les mesures *in situ* réalisées conformément à la section 5, *Sûreté dans la mesure in situ de la multiplication des neutrons sous-critiques*, peuvent être utilisées pour confirmer la sous-criticité.

B.4 Aspects pratiques de la conformité; limite supérieure de sous-criticité

Dans la pratique, les incertitudes statistiques ou liées à la convergence, $|\Delta k_p|$, peuvent être différentes dans chaque calcul spécifique. L'approche décrite à la section B3 garantit l'aspect pratique de la conformité à la LSSC, qui est une limite approuvée et, par conséquent, qui ne peut pas être changée dans chaque calcul.

Exemple

Pour toutes les conditions normales et anormales crédibles, il faut démontrer que la condition suivante est satisfaite :

$$k_p + 2\sigma \leq \text{LSSC}$$

où k_p est le facteur de multiplication calculé, σ est son incertitude statistique ou de convergence à un niveau de confiance de 95 % et LSSC est la limite sous-critique supérieure établie.

Si, dans l'évaluation de la criticité, σ est supérieure à toutes les autres tolérances et incertitudes combinées, c.-à-d. si :

$$\sigma > |\Delta k_c|$$

alors, l'équation plus prudente suivante doit être utilisée :

$$k_p + 3\sigma \leq 0,95$$

B.5 Élargissement de la zone (ou des zones) d'applicabilité

La zone (ou les zones) d'applicabilité d'une méthode de calcul peuvent être élargies au-delà de l'éventail des conditions expérimentales pour lesquelles le biais est établi, en utilisant les tendances corrélées dans le biais. Lorsque l'élargissement de l'application est vaste, la méthode doit être :

1. Assujettie à une étude du biais et des biais potentiellement compensatoires associés aux changements individuels dans les matériaux, la géométrie ou le spectre des neutrons, ce qui permet aux changements pouvant affecter l'élargissement de l'applicabilité d'être validés de manière indépendante

Dans la pratique, cela peut se traduire par une démarche par étape; c.-à-d. que les repères pour la validation doivent être choisis (lorsque cela est possible) de façon que les expériences choisies diffèrent des expériences antérieures en ajoutant un nouveau paramètre, de sorte que l'effet du nouveau paramètre seulement peut être observé sur le biais.

2. complétée par d'autres méthodes de calcul dans le but d'obtenir une estimation indépendante du biais (ou des biais) dans les domaines d'applicabilité élargis

B.6 Rapport de validation

Pour respecter les exigences de la section 2, sous-section 2.3.4.6 il est recommandé de procéder aux actions suivantes :

1. énoncer la méthode qui a été validée (c.-à-d. programme informatique et options utilisées, choix de points de maillage (s'il y a lieu), ensembles de sections efficaces et tout paramètre numérique nécessaire pour décrire les entrées)
2. décrire les modèles d'analyse (et les biais inhérents) utilisés pour l'élaboration des densités atomiques des matériaux dans les données expérimentales
3. fournir les fondements et énoncer la fiabilité des termes qui définissent la ou les limites de paramètres prescrites, k_p , où :

$$k_p \leq k_c - |\Delta k_c| - |\Delta k_m| - |\Delta k_p|$$

4. identifier et démontrer les relations et les tendances, s'il y a lieu, parmi les paramètres indépendants et dépendants utilisés dans le processus de validation pour l'établissement du biais, des domaines d'applicabilité et des limites des paramètres

Annexe C : Exemple : Validation d'une méthode de calcul

Cet exemple représentatif utilise des données fictives pour illustrer l'application des exigences de la section 2.3.4, *Validation d'une méthode de calcul*.

Les documents associés contiennent des exemples additionnels et plus complexes de la validation respectant ces exigences. Plus particulièrement, les limites de paramètres ont été calculées par des méthodes respectant ces exigences.

C.1 Problème

Valider une méthode servant à calculer les limites de masse sous-critique pour des solutions de fictitium (Fi) réfléchies par l'eau dont la concentration se situe entre 2 et 32 g de $^{292}\text{Fi}/\text{L}$, sans aucune restriction quant à la forme.

C.2 Méthode

La méthode choisie consiste à appliquer le programme informatique (ou code) XYZ à des systèmes sphériques utilisant les approximations de Smith, tel que décrit dans NIL-3638 et la section efficace à trois groupes de Jones.

La solution était contenue dans de minces enveloppes sphériques réfléchies par l'eau dont les propriétés nucléaires ne différaient pas de façon significatives par rapport à celles de l'eau.

Tableau C-1 : Données tirées d'expériences de criticité

Concentration, ρ (g $^{292}\text{Fi}/\text{L}$)	Rayon critique (cm)
2	19,9
8	10,7
16	10,2

C.3 Validation

Le code XYZ était opérationnel sur l'ordinateur local. Des problèmes types fournis avec le code ont été effectués. Une comparaison avec les résultats obtenus par l'auteur du programme pour les problèmes types fournis indique que le code fonctionnait correctement pour les systèmes sphériques multirégion.

Des calculs ont été faits pour les trois points expérimentaux et ont donné les résultats suivants :

Tableau C-2 : Calculs effectués à partir de données expérimentales

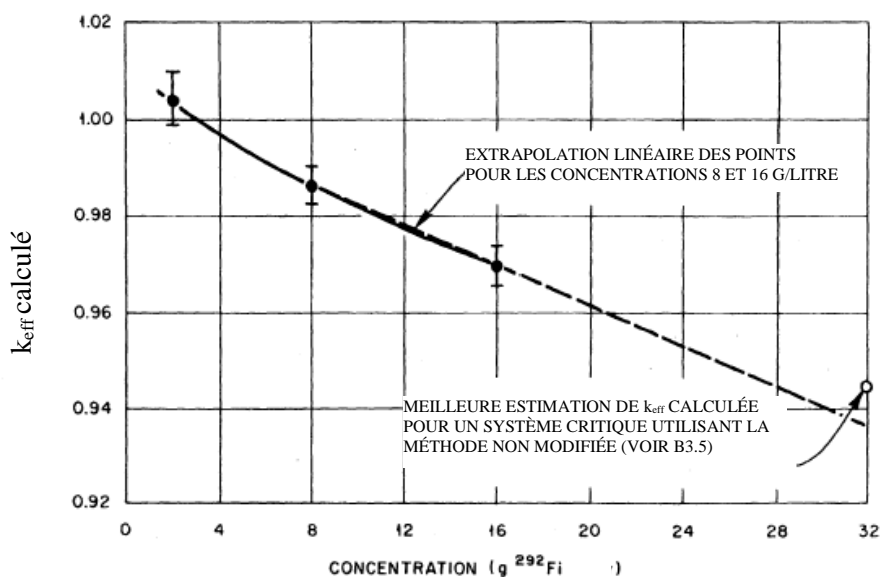
Concentration, ρ (g $^{292}\text{Fi}/\text{L}$)	k_{eff}
2	$1,0046 \pm 0,0057$
8	$0,9864 \pm 0,0041$
16	$0,9696 \pm 0,0041$

Les erreurs citées représentent les erreurs introduites par les données expérimentales citées.

Les calculs ont été effectués de façon à ce qu'ils convergent avec une erreur de calcul dans k_{eff} de +/- 0,0001, ce qui est faible comparativement à l'erreur expérimentale. Dans le domaine d'applicabilité visé par les données expérimentales (de 2 à 16 g/L), la valeur calculée de k_{eff} est une fonction quasi linéaire de la concentration et il ne semble y avoir aucune raison de s'attendre à des écarts par rapport à un comportement constant. Cependant, le domaine d'applicabilité doit être élargi en vue d'inclure des concentrations pouvant atteindre 32 g/L.

Entre 2 et 16 g/L, k_{eff} en fonction de la concentration était légèrement concave vers le haut (voir figure C-1); donc, on peut s'attendre à ce qu'une extrapolation linéaire des valeurs à 8 et à 16 donnent une estimation de k_{eff} qui est trop faible pour 32 g/L. Le résultat de l'extrapolation linéaire, illustré à la figure C-1, est $k_{eff} = 0,936$. Cependant, l'extrapolation plus vaste doit être appuyée davantage.

Figure C-1 : k_{eff} calculé en fonction de la masse volumique du ^{292}Fi pour des systèmes critiques expérimentaux



Après avoir observé une dérive vers le bas de k_{eff} avec une augmentation de la concentration, une étude a été réalisée afin d'en déterminer la cause. Le résultat de cette étude était que la section efficace de capture des neutrons épithermiques du ^{292}Fi semble comporter la plus grande incertitude et est probablement la cause de l'écart. Une réduction de 20 % de la section efficace de capture des neutrons a été appliquée. Les calculs effectués avec la méthode modifiée (sections efficaces de capture des neutrons épithermiques réduite de 20 %) a donné :

Tableau C-3 : Calculs après une réduction de 20 %

Concentration, ρ (g ^{292}Fi /L)	k_{eff}
2	1,0109
8	1,0084
16	1,0106

Cette modification a produit des résultats qui semblent réduire au minimum la dérive avec la variation de concentration et qui pourraient produire une valeur de k_{eff} d'environ 1,01 à une concentration de 32 g/L.

Les calculs suivants ont été effectués pour une concentration de 32 g/L :

Tableau C-4 : Calculs pour une concentration de 32 g/L

Rayon (cm)	k_{eff} (sections efficaces originales du ^{292}Fi)	k_{eff} (80 % des sections efficaces du ^{292}Fi pour les neutrons épithermiques)
12,429	1,0000	1,0708
11,274	0,9343	1,0000

Ces calculs montrent que la différence de réactivité ou le biais relatif entre les deux calculs est :

$$\Delta k_{\text{eff}}/k_{\text{eff}} = -0,068 \pm 0,002$$

À la lumière de l'hypothèse que la méthode modifiée devrait donner $k_{\text{eff}} = 1,01$ pour un système critique, on peut déterminer par interpolation linéaire des données du tableau C-4 que la méthode non modifiée devrait donner $k_{\text{eff}} = 0,9443$ pour une solution critique réfléchiée par l'eau contenant 32 g, lorsque que le programme XYZ est utilisé avec les sections efficaces de Jones non modifiées.

Le biais pour le programme XYZ avec des sections efficaces de Jones non modifiées, pour une plage de concentrations de $2 \leq \rho \leq 32$, est donc estimé comme étant :

Tableau C-5 : Estimation du biais

Concentration, ρ (g ^{292}Fi /L)	Biais
2	+0,0046
8	-0,0136
16	-0,0304
32	-0,0557

L'incertitude relative au biais dans la plage de 2 à 16 g ^{292}Fi est principalement due à l'erreur expérimentale (une certaine incertitude est associée à l'interpolation). L'incertitude pour 32 g de ^{292}Fi doit également tenir compte de toutes les erreurs introduites par l'extrapolation. La marge dans la valeur de k_{eff} suffisante pour compenser l'incertitude dans le biais et pour assurer la sous-criticité a été jugée être 0,05 dans la plage de 2 à 32 g de ^{292}Fi /L. Tout système comportant k_{eff} , calculé par cette méthode, ne dépassant pas 0,95, 0,9264, 0,9196 ou 0,8943 pour les concentrations de 2, 8, 16 et 32 g ^{292}Fi respectivement, est présumé être sous-critique.

Annexe D : Emplacement des détecteurs

D.1 Introduction

La présente annexe fournit une orientation générale pour évaluer si l'emplacement des détecteurs est adéquat. Elle ne comprend pas nécessairement toutes les situations possibles et n'est pas destinée à remplacer les analyses propres aux installations.

Les exemples particuliers et les examens de la présente annexe supposent que l'accident préoccupant le moins grave résulte en un débit de dose équivalent absorbé dans l'air libre de 0,20 Gy/min à une distance de 2 mètres de la matière réactive. Cependant, les techniques sont également applicables aux situations où l'accident minimal à détecter a un rendement de fission différent.

D.2 Considérations générales

Avant d'examiner les méthodes d'évaluation pour établir si la couverture fournie par l'alarme de criticité des détecteurs est adéquate, deux grandes questions doivent être étudiées : les caractéristiques de fonctionnement du système de détection et la caractérisation du champ de rayonnement des accidents de criticité.

D.2.1 Caractéristiques de fonctionnement du système de détection

Pour respecter les exigences de la section 3, *Système d'alarme d'accident de criticité*, il est important de connaître les caractéristiques du système de détection, comme le type de rayonnement à détecter, les dépendances spectrales, les temps morts, le potentiel de saturation. Il importe également de savoir si le système est basé sur un débit ou sur une quantité intégrée, entre autres.

Le comportement du détecteur en réponse à des impulsions rapides transitoires de fission devrait être bien compris. Pour ce qui est des débitmètres, les effets de l'inertie de l'aiguille ou de l'indicateur sur la réponse réelle du détecteur devraient être mesurés ou estimés, c.-à-d. que l'on doit connaître la fraction de la dose maximale que le détecteur peut réellement indiquer [46]. Dans le cas des détecteurs intégrateurs, l'intensité du signal est équivalente à la rafale complète, moins les effets de temps mort, en autant que le temps d'intégration est supérieur à la largeur de l'impulsion.

D.2.2 Caractérisation du champ de rayonnement lors d'un accident de criticité

Les détecteurs d'accident permettent de détecter soit des rayons gamma ou des neutrons. Pour estimer correctement la réponse d'un détecteur, il importe de déterminer les contributions relatives des rayons gamma et des neutrons dans la dose totale de 0,20 Gy (20 rad). Cela est nécessaire même dans le cas des détecteurs à capacité double, étant donné que l'atténuation/l'accumulation de chaque type de particule diffère lorsque les particules se propagent entre la zone d'accident et l'emplacement du détecteur.

Dans le passé, les estimations des rapports de dose neutron/gamma (ou n/γ) étaient presque exclusivement basées sur des données d'accident réel ou des expériences de dosimétrie. La difficulté avec ses estimations est qu'elles étaient basées sur la dose absorbée dans les tissus et qu'elles pouvaient, selon le type d'accident, donner lieu à des estimations inexactes des rapports de dose n/γ dans l'air.

D.2.2.1 Assemblages modérés

La reconstitution d'un accident à Y-12 [47] (assemblage modéré), fournit des estimations du rapport de dose n/γ et du rendement de fission total nécessaire pour un total de 0,20 Gy/min à une distance de deux mètres.

L'expérience a été effectuée avec un taux continu de $9,5 \times 10^{12}$ fissions/s pendant 42 minutes. Ceci a conduit à une dose neutronique dans les tissus de 0,48 Gy à une distance de 1,8 mètre, emplacement auquel le rapport de dose n/γ dans les tissus avait été mesuré antérieurement comme étant de 0,30 lors d'un essai de puissance antérieur. Ainsi, la dose totale à 2 mètres était à peu près de :

$$\left(0,48 \text{ Gy} + \frac{0,48 \text{ Gy}}{0,3}\right) \left(\frac{1,8 \text{ m}}{2,0 \text{ m}}\right)^2 = 1,685 \text{ Gy}$$

Un débit de dose total de 0,20 Gy/min à une distance de 2 mètres serait donc composé de 0,046 Gy/min (neutrons) et de 0,154 Gy/min (rayons gamma) et nécessiterait un niveau de puissance de :

$$\left(\frac{0,20 \text{ Gy} / \text{min}}{1,685 \text{ Gy}}\right) (42 \text{ min}) (9,5 \times 10^{12} \text{ fissions} / \text{s}) = 4,7 \times 10^{13} \text{ fissions} / \text{s}$$

En dépit du fait que cette estimation est basée sur la dose dans les tissus, elle constitue tout de même une estimation acceptable du rapport de dose n/γ dans l'air et du taux de fission pour l'accident préoccupant le moins grave correspondant. Cela est vrai parce que le champ de rayonnement à 2 mètres pour les assemblages modérés est régi par les rayons gamma, et la dose de 0,01 Gy dans les tissus imputable aux rayons X est à peu près égale à 0,00877 Gy dans l'air imputable aux rayons gamma (c.-à-d. que une dose de 1 Gy dans les tissus correspond à peu près à une dose de 1 Gy dans l'air).

Les estimations basées sur les programmes d'ordinateur qui utilisent les facteurs de conversion du flux de dose dans l'air et dans les tissus appuient cette conclusion (voir tableau D-1).

Tableau D-1 : Comparaison des rapports de dose n/γ des assemblages modérés

Source estimée	Rapport de dose n/γ	Rendement pour 0,20 Gy
Accident Y-12 (tissus)	0,30	$2,8 \times 10^{15}$ fissions
Dose du tissu calculée	0,66	$2,6 \times 10^{15}$ fissions
Dose dans l'air calculée	0,11	$7,7 \times 10^{15}$ fissions

D.2.2.2 Assemblages non modérés

Dans le cas des assemblages non modérés, il est possible d'estimer le rapport de dose n/γ dans l'air associé à la dose dans les tissus reçue lors des accidents réels. Deux accidents de criticité se sont produits dans des conditions semblables à celles précisées, pour un système ^{239}Pu métallique et partiellement réfléchi. Dans un de ces accidents [21], un transitoire de 3×10^{15} fissions a produit une dose de neutrons estimée à 0,51 Gy et une dose de rayons gamma dans les tissus de 0,051 Gy à une distance de 1,8 mètre. Pour un système métallique nu de ^{239}Pu , la fuite de neutrons serait plus élevée et un rapport de dose n/γ dans les tissus de 12 serait utilisé comme hypothèse. Par conséquent, la dose de 0,20 Gy dans l'air serait constituée de 0,185 Gy imputable aux neutrons et de 0,015 Gy imputable aux rayons gamma, et elle produit :

$$3 \times 10^{15} \text{ fissions} \left(\frac{0,20 \text{ Gy}}{0,561 \text{ Gy}}\right) \left(\frac{2,0 \text{ m}}{1,8 \text{ m}}\right)^2 = 1,3 \times 10^{15} \text{ fissions}$$

Une comparaison de cette estimation et des estimations des rapports de dose calculés figurent au tableau D-2. Les estimations du rapport de dose calculées indiquent que la dose totale de 0,20 Gy dans l'air serait constituée de 0,146 Gy provenant des neutrons et de 0,054 Gy provenant des rayons gamma, ce qui diffère légèrement de l'estimation basée sur la dose dans les tissus. Contrairement aux systèmes modérés, le champ de rayonnement à une distance de 2 mètres d'un système non modéré est dominé par les neutrons qui ont un dépôt d'énergie considérablement différent dans l'air et dans les tissus.

Tableau D-2 : Comparaison des rapports de dose n/γ d'un assemblage non modéré

Source estimée	Rapport de dose n/γ	Rendement pour 0,20 Gy
Accidents de Los Alamos (tissu)	12,0	$1,3 \times 10^{15}$ fissions
Dose dans les tissus (calculée)	14,5	$2,2 \times 10^{15}$ fissions
Dose dans l'air (calculée)	2,7	$5,7 \times 10^{15}$ fissions

D.2.2.3 Sommaire des rapports n/γ pour des systèmes modérés et non modérés

Les estimations présentées ci-dessus concernent des solutions à faible concentration et fortement enrichies, ainsi que des systèmes métalliques hautement enrichis. Il est clair que, à mesure que la transition des faibles concentrations vers le métal se produit, le rapport de dose n/γ change, tout comme le nombre de fissions totales requises, bien que dans ce dernier cas, la relation entre les deux est faible. L'évaluateur doit en tenir compte, et il doit également examiner les effets causés par les différences, comme le type de matière fissile ou l'enrichissement, pour les installations où des accidents sont jugés crédibles.

D.3 Méthodes

Établir si la couverture fournie par un détecteur est adéquate, est en soi un processus complexe. Plusieurs options sont disponibles pour l'évaluateur, y compris, sans toutefois s'y limiter : essai de source *in situ*, calculs « à la main », calculs déterministes ou calculs de transport Monte Carlo à une dimension et calculs déterministes ou calculs de transport Monte Carlo à deux ou trois dimensions.

D.3.1 Essai de source *in situ*

À la place des calculs, ou pour les compléter, une source fixe de neutrons ou de rayons gamma peut être utilisée pour estimer si la couverture fournie par un détecteur est adéquate pour une installation. Cela correspondrait essentiellement à placer une source dans un emplacement hypothétique d'accident de criticité et à observer la réponse des détecteurs. Les facteurs qui devraient être considérés sont :

1. Intensité de la source. L'intensité de la source devrait être suffisamment élevée pour fournir un signal adéquat, c.-à-d. significatif sur le plan statistique, à l'emplacement du détecteur à travers le blindage interposé et la distance.
2. Mise à l'échelle de la source. Une relation entre l'intensité de la source et le type d'accident à l'étude doit être connue. La mise à l'échelle peut être aussi simple qu'une constante pour une source étalonnée en Gy/h, ou plus complexe, comme dans le cas des sources basées sur la fission.

3. Spectre de la source. La source doit soit représenter les caractéristiques spectrales des accidents crédibles, ou alors une correction quelconque devrait être effectuée afin de tenir compte des différences spectrales. Par exemple, les rayons gamma émis par une source monoénergétique de cobalt 60 sont atténués différemment des rayons gamma suite à un accident, en dépit du fait que ces deux types de rayonnement peuvent produire le même débit de dose à une distance de 2 mètres.

L'avantage de l'essai de source *in situ* est qu'il s'agit d'une mesure physique, qui n'oblige pas l'évaluateur à estimer l'emplacement, l'épaisseur et la composition des matériaux interposés. Cependant, dans certains cas, l'intensité de la source requise pourrait être tellement élevée que l'essai serait impraticable.

D.3.2 Calculs « à la main »

Dans les cas où il n'y a que très peu ou pas de blindage, il peut être possible d'appliquer un calcul simple « à la main » pour estimer la plage de détection d'un détecteur. L'utilisation de ce type de calcul est illustrée par l'exemple ci-après.

Exemple D-1 : Débitmètre gamma

Soit :

1. Le système doit réagir à l'accident préoccupant le moins grave suite à une réaction de fission entretenue dans une matière fissile modérée et non réfléchi émettant à un débit de 0,0033 Gy/s ;
2. Le système doit réagir à l'accident préoccupant le moins grave suite à un transitoire rapide dans un système fissile non réfléchi, modéré ou non modéré. Une durée minimale de 1 milliseconde pour le transitoire rapide peut être supposée;
3. Le détecteur est déclenché à un débit de dose de rayons gamma de 0,0005 Gy/h.

Hypothèses :

1. Le rapport de dose n/γ dans l'air pour un système modéré est de 0,11 (voir tableau D-1), de sorte qu'à une distance de 2 mètres, la dose de 0,18 Gy est due aux rayons gamma et la dose de 0,02 Gy est due aux neutrons;
2. Le rapport de dose n/γ dans l'air pour un système non modéré est de 2,7 (voir tableau D-2), de sorte qu'à une distance de 2 mètres, 0,054 Gy est imputable aux rayons gamma et 0,146 Gy est imputable aux neutrons;
3. La réponse indiquée par le détecteur (mouvement de l'aiguille) suite à un transitoire rapide est supposée être au moins 1/2 500 du débit de dose maximal réel;
4. Le débit de dose de rayons gamma varie de manière inversement proportionnelle au carré de la distance par rapport à un point situé à 2 mètres;
5. Un facteur de transmission dans l'air de 1/3 est supposé pour de grandes distances.

Les hypothèses (4) et (5) équivalent à décomposer le problème en deux parties : transport dans le vide, et facteur d'atténuation constant de 2/3 afin de tenir compte de l'absorption dans l'air.

Calculs liés à une réaction entretenue

Le débit de dose en fonction de la distance est donné par :

$$D_r(r) = D_{2m} \times \left(\frac{2}{r}\right)^2 \times t_{air}$$

où :

$$\begin{aligned} D_r &= \text{débit de dose à } r \text{ mètres} \\ D_{2m} &= \text{débit de dose à 2 mètres} \\ t_{air} &= \text{facteur de transmission dans l'air} \end{aligned}$$

Après reformulation, et en utilisant les valeurs précitées, on obtient :

$$r = (2 \text{ mètres}) \times \sqrt{\frac{(0,180 \text{ Gy/min})(60 \text{ min/h})}{(0,0005 \text{ Gy/h}) \times 3}} = 170 \text{ mètres}$$

qui est le rayon effectif de détection pour un système modéré pendant une réaction entretenue.

Calculs liés à un transitoire rapide

La réponse indiquée par le détecteur en fonction de la distance suite à un transitoire rapide est donnée par :

$$D_r(r) = D_{2m} \times \left(\frac{2}{r}\right)^2 \times t_{air} \times \varepsilon$$

où :

$$\begin{aligned} D_r &= \text{débit de dose à } r \text{ mètres} \\ D_{2m} &= \text{débit de dose à 2 mètres} \\ t_{air} &= \text{facteur de transmission dans l'air} \\ \varepsilon &= \text{réponse du détecteur supposée en cas de transitoire rapide} \end{aligned}$$

Après reformulation, et en utilisant les valeurs précitées, on obtient :

$$r = (2 \text{ mètres}) \times \sqrt{\frac{(0,180 \text{ Gy/min})(3,6 \times 10^6 \text{ ms/h})}{(0,0005 \text{ Gy/h}) \times 3 \times 2\,500}} = 831 \text{ mètres}$$

qui est le rayon effectif de détection pour un système modéré, et :

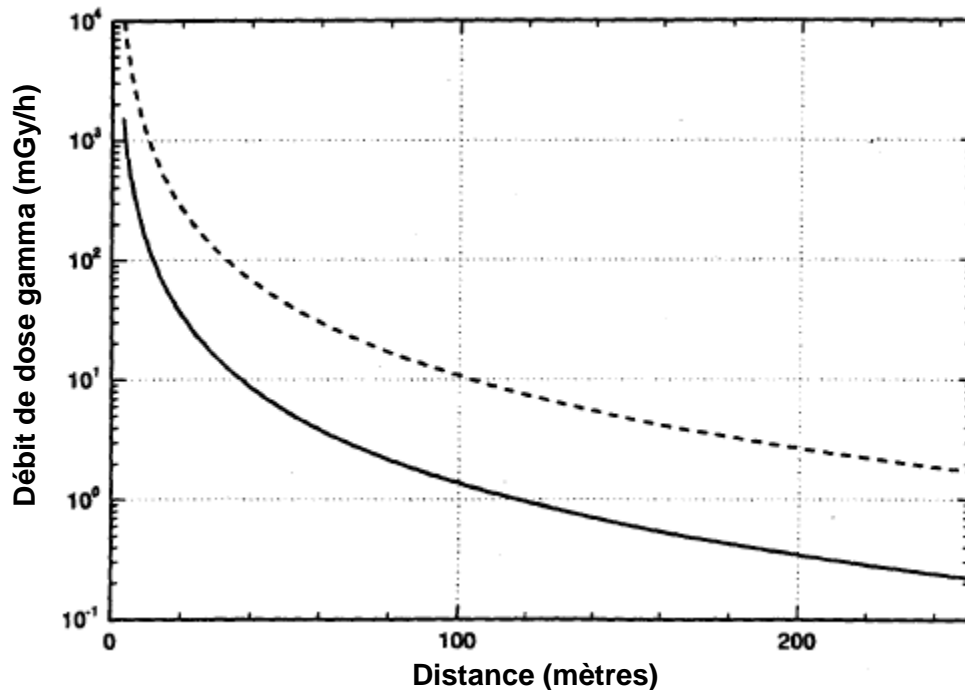
$$r = (2 \text{ mètres}) \times \sqrt{\frac{(0,054 \text{ Gy/min})(3,6 \times 10^6 \text{ ms/h})}{(0,0005 \text{ Gy/h}) \times 3 \times 2\,500}} = 455 \text{ mètres}$$

qui est le rayon de détection effectif pour un système non modéré.

Il apparaît clairement que le cas limitatif dans l'exemple précédent est la réaction entretenue. La figure D-1 illustre le débit de dose de rayons gamma en fonction de la distance pour ce cas, ainsi que pour un transitoire rapide non modéré, tel que déterminé à l'aide de cette méthode.

Figure D-1 : Débit de dose gamma en fonction de la distance, basé sur une dose totale de 0,20 Gy à 2 mètres

- Dose totale émise en une milliseconde, pour la criticité dans le cas d'un transitoire rapide non modéré
- Dose totale émise en une minute, pour la criticité dans le cas de la réaction entretenue modérée



L'intérêt de cette méthode est sa simplicité. Cependant, il faut prendre note que, lorsqu'un évaluateur utilise cette technique, il doit tenir compte de certains facteurs. D'abord, la validité du facteur de transmission de 1/3 pour l'air doit être défendue, peut-être à l'aide de résultats expérimentaux ou d'arguments d'atténuation. Deuxièmement, une justification technique expliquant le fait qu'on ne tient pas compte d'autres matériaux interposés doit être donnée.

À noter que l'exemple précédent ne doit pas être le seul fondement technique pour établir si l'emplacement du détecteur est adéquat dans n'importe quelle installation. Une justification technique additionnelle et un examen des conditions propres à l'installation sont nécessaires.

D.3.3 Calculs de transport déterministes et calculs de transport Monte Carlo à une dimension

Dans les cas où de simples calculs « à la main » ne suffisent pas, des modèles à une dimension plus détaillée peuvent être réalisés à l'aide de programmes de calculs déterministes ou Monte Carlo.

L'avantage de l'utilisation d'un programme informatique est que les effets du spectre, l'absorption, la diffusion et l'atténuation par la distance sont tous pris en compte simultanément. De plus, la méthode n'est pas limitée par le nombre de matériaux interposés, bien qu'elle nécessite des estimations de la quantité et de la composition de ces matériaux. Des résultats peuvent être générés soit de manière générique ou particulière à un détecteur.

Les résultats génériques sont un ensemble de directives relatives aux distances et au blindage admissibles (type et quantité) entre l'emplacement d'un accident hypothétique et la position du détecteur. Ces critères peuvent ensuite être appliqués au plan d'étage d'une installation afin de démontrer la plage de détection. Dans le cas des résultats particuliers à un détecteur, un calcul distinct peut être effectué pour chaque détecteur et pour chaque emplacement d'accident hypothétique, avec des estimations de la distance et de la quantité de blindage interposé étant propre au scénario.

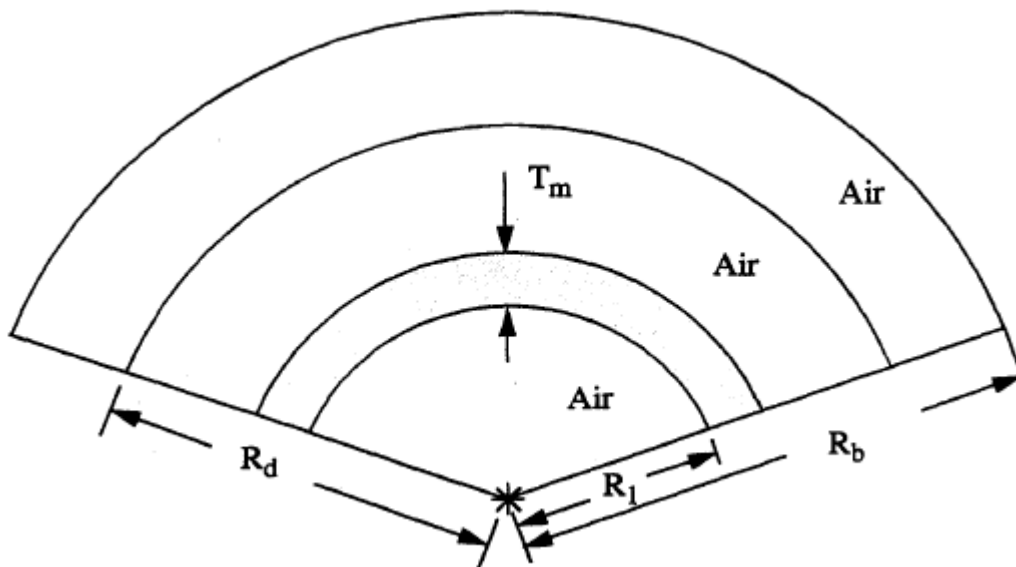
Exemple à une dimension

Dans cet exemple, un programme informatique comportant une bibliothèque de sections efficaces pour les neutrons et les rayons gamma et contenant des facteurs de conversion du flux de dose dans l'air a été utilisé pour démontrer de quelle manière les critères génériques peuvent être générés. La figure D-2 est une représentation géométrique du modèle de calcul.

Figure D-2 : Exemple d'un modèle de calcul à une dimension

Où :

- * est l'emplacement de la source;
- R_1 est la distance entre la source et n'importe quel matériau interposé autre que l'air dans le modèle ($R_1 > 2$ mètres);
- R_d est la distance entre la source et le détecteur;
- R_b est la distance entre la source et la limite du problème ($R_b > R_d$);
- T_m est la somme des épaisseurs de tous les matériaux interposés autres que l'air



Dans cet exemple :

1. Le terme source est équivalent pour ce qui est de l'intensité et du spectre à la fuite de neutrons et de rayons gamma résultant d'un accident de criticité associé à 25 g/L de Pu (95/5) en solution mis à l'échelle pour produire 0,20 Gy au total, à une distance de 2 mètres, en l'absence de tout autre matériau.
2. La distance du détecteur, R_d , est établie à 50 mètres.
3. La limite initiale des matériaux interposés, R_1 , est établie à 25 mètres.

4. La limite du problème, R_b , est placée à 150 mètres.

(Dans ce type de calcul, il est important d'établir R_b à une grande distance de n'importe quel endroit où l'on souhaite obtenir des résultats. Sinon, on peut obtenir sous-évaluer la dose à l'endroit où se trouve le détecteur, à cause de la sous-estimation de l'« effet de ciel ».)

5. Le seul type de matériau interposé considéré était le béton.

Le tableau D-3 montre un résumé des résultats de calcul intégré pour cet exemple.

Tableau D-3 : Quantités intégrées pour 25 g/l Pu (95/5) en solution

Quantités intégrées à 2 mètres					
	dose de y (Gy) dans l'air	dose de neutrons (Gy) dans l'air	Φ_n (n-cm/cm ³)	Φ_T (n-cm/cm ³)*	Φ_γ (n-cm/cm ³)
	0,180	0,02	$5,5 \times 10^9$	$6,4 \times 10^8$	$3,9 \times 10^{10}$
Épaisseur du béton (cm)	Quantités intégrées à 50 mètres				
	dose de y (Gy) dans l'air	dose de neutrons (Gy) dans l'air	Φ_n (n-cm/cm ³)	Φ_T (n-cm/cm ³)*	Φ_γ (n-cm/cm ³)
0,0	$2,7 \times 10^{-4}$	$4,3 \times 10^{-5}$	$1,8 \times 10^7$	$2,6 \times 10^6$	$9,3 \times 10^7$
10,0	$1,5 \times 10^{-4}$	$3,3 \times 10^{-5}$	$1,5 \times 10^7$	$3,1 \times 10^6$	$5,2 \times 10^7$
20,0	$8,0 \times 10^{-5}$	$2,0 \times 10^{-5}$	$8,2 \times 10^6$	$2,4 \times 10^6$	$2,5 \times 10^7$
30,0	$4,3 \times 10^{-5}$	$1,0 \times 10^{-5}$	$4,0 \times 10^6$	$1,4 \times 10^6$	$1,2 \times 10^7$
60,0	$6,8 \times 10^{-6}$	$1,0 \times 10^{-6}$	$3,9 \times 10^5$	$1,6 \times 10^5$	$1,7 \times 10^6$

* Φ_T est le flux de neutrons thermiques, $E < 0,4$ eV

L'utilisation de ces résultats est spécifique au type de détecteur et à la dynamique de l'accident. Deux exemples d'application des résultats suivent.

Application 1 : Détecteur de flux de neutrons thermiques

Soit :

1. Le système doit réagir à l'accident préoccupant le moins grave suite à une réaction de fission entretenue dans un matériau modéré non réfléchi, à un débit de 0,0033 Gy/s;
2. Le système doit réagir à l'accident préoccupant le moins grave suite à un transitoire rapide dans un système fissile non réfléchi, modéré ou non modéré. Une durée minimale de 1 milliseconde du transitoire rapide peut être supposée;
3. Le déclenchement du détecteur est réglé de façon à déclencher lorsque 16 coups sont reçus durant un cycle temporel de 1 seconde. Pour ce détecteur, 16 coups correspondent à un flux de neutrons thermiques de 500 n-cm/cm³.

Le nombre de coups reçus par le détecteur durant le temps de cycle est donné par :

$$C_D = \frac{\phi_T}{\tau_p} \times \text{MIN}[\tau_c, \tau_p] \times FCFC$$

où :

- C_D = nombre de coups
- Φ_T = flux de neutrons thermiques
- τ_p = durée de l'impulsion
- τ_c = temps de cycle du détecteur intégrateur
- $\text{MIN}[\tau_c, \tau_p]$ = utilisation du plus petit des deux périodes de temps dans la détermination du nombre total de coups
- FTCC = facteur de conversion du flux en coups

Pour 30 cm de béton, le nombre de coups reçus au détecteur lors d'une réaction entretenue serait de :

$$\frac{1,4 \times 10^6 \text{ n - cm / cm}^3}{60 \text{ s}} \times 1 \text{ s} \times \frac{16 \text{ coups}}{500 \text{ n - cm / cm}^3} = 747 \text{ coups}$$

et lors d'un transitoire rapide d'une durée de 1 milliseconde :

$$\frac{1,4 \times 10^6 \text{ n - cm / cm}^3}{1 \text{ ms}} \times 1 \text{ ms} \times \frac{16 \text{ coups}}{500 \text{ n - cm / cm}^3} = 44\,800 \text{ coups}$$

Le tableau D-4 illustre les résultats pour toutes les épaisseurs de béton, y compris celles du tableau D-3 pour ce type de détecteur.

Tableau D-4 : Réponse du détecteur mesurant le flux de neutrons thermiques

Épaisseur du béton (cm)	Coups reçus pendant le temps de cycle à 50 mètres	
	Réaction entretenue	Transitoire de 1 ms
0,0	1 387	83 200
10,0	1 653	99 200
20,0	1 280	76 800
30,0	747	44 800
60,0	85	5 120

Étant donné les conditions qui prévalent dans cet exemple, il est maintenant possible de générer des critères de position qui seront appliqués au plan d'étage d'une installation; par exemple, « un détecteur doit se trouver à 50 mètres ou moins d'un emplacement crédible dans le cas de l'accident préoccupant le moins grave, et qu'il n'y ait pas plus que 60 cm de béton interposé, pour que l'alarme du détecteur soit déclenchée en réponse à l'accident ».

Remarque : Cet exemple est proposé à des fins d'illustration seulement. Les données du tableau 3 et l'application de l'exemple à un système de détection de neutrons thermiques ne doivent pas être utilisées comme fondement technique pour établir si l'emplacement des détecteurs est adéquat dans n'importe quelle installation.

Application 2 : Débitmètre gamma

Soit :

1. Le système doit réagir à l'accident préoccupant le moins grave suite à une réaction entretenue de fission dans une matière fissile modérée et non réfléchi émettant 0,0033 Gy/s;
2. Le système doit réagir à l'accident préoccupant le moins grave dû à un transitoire rapide dans un système fissile non réfléchi, modéré ou non modéré. Une durée minimale de 1 ms du transitoire rapide peut être supposée;
3. Le détecteur est réglé de manière à être déclenché à un débit de dose gamma de 0,0005 Gy/h;
4. La réponse indiquée par le détecteur (mouvement de l'aiguille) suite à un transitoire rapide est supposée être d'au moins 1/2 500 du débit de dose de pointe réel.

Le débit de dose (D_r) au détecteur est donné par :

$$D_r = \frac{d_{50m}(\gamma)}{\tau_p} \times \varepsilon$$

où :

- $d_{50m}(\gamma)$ = dose de rayons gamma totale à 50 mètres
- τ_p = durée de l'impulsion
- ε = réponse présumée du détecteur à un transitoire rapide (remarque : pour les réactions de fission entretenue, $\varepsilon = 1,0$)

Dans des conditions non blindées (épaisseur de béton nulle), le débit de dose gamma au détecteur suite à une réaction entretenue serait de :

$$D_r = \frac{2,7 \times 10^{-4} \text{ Gy}}{60 \text{ s}} = 4,5 \times 10^{-6} \text{ Gy / s} = 16,2 \text{ mGy / h}$$

Pour une durée de transitoire rapide de 1 milliseconde :

$$D_r = \frac{2,7 \times 10^{-4} \text{ Gy}}{1 \text{ ms}} \times \frac{1}{2\ 500} = 1,1 \times 10^{-4} \text{ Gy / s} = 388,8 \text{ mGy / h}$$

Le tableau D-5 illustre les résultats pour toutes les épaisseurs de béton du tableau D-3 pour ce type de détecteur.

Tableau D-5 : Réponse du débitmètre gamma

Épaisseur de béton (cm)	Débit de dose gamma à 50 mètres (mGy/h)	
	Réaction entretenue	Transitoire de 1 ms
0,0	16,20	388,80
10,0	9,00	216,00
20,0	4,80	115,20
30,0	2,58	61,92
60,0	0,41	9,80

Étant donné les conditions de cet exemple, il est clair qu'un détecteur se trouvant à 50 mètres de l'emplacement de l'accident préoccupant le moins grave protégé par 30 cm de béton intermédiaire serait déclenché. Avec plus de 30 cm de béton, les résultats indiquent que l'alarme pourrait ne pas survenir, et des calculs plus détaillés seraient requis pour les épaisseurs entre 30 et 60 cm.

Remarque : Cet exemple sert à des fins d'illustration seulement. Les données du tableau 3 et l'application de l'exemple à un détecteur gamma ne doivent pas être utilisées comme fondement technique pour établir si l'emplacement du détecteur est adéquat dans n'importe quelle installation.

D.3.4 Calculs déterministes ou calculs de transport Monte Carlo à deux et trois dimensions

Des modèles plus détaillés propres aux installations et aux scénarios d'accident peuvent être élaborés à l'aide de programmes informatiques à deux et trois dimensions, si cela est jugé nécessaire et rentable en comparaison à d'autres options comme, par exemple, ajouter d'autres détecteurs. En plus de tous les avantages associés à la modélisation à une dimension, le modèle à trois dimensions inclut également les contributions se rapportant à la diffusion due au plancher, au plafond et même au ciel, ainsi qu'une représentation plus détaillée du flux et de la diffusion causée par la salle et les murs des corridors. Les modèles à deux dimensions sont souvent adéquats pour les situations où on peut supposer une symétrie radiale.

Cependant, contrairement à la modélisation à une dimension, l'évaluateur doit tenir compte de plusieurs aspects de la modélisation à deux ou trois dimensions avant d'utiliser cette option. Ceux-ci comprennent, sans toutefois s'y limiter, les aspects suivants :

1. La modélisation est plus difficile et, par conséquent, prend plus de temps et est plus sujet à erreur.
2. Dans le cas des calculs Monte Carlo, il peut être nécessaire d'utiliser abondamment des techniques de réduction de l'écart-type, comme l'établissement du biais pour les sources et la pondération des probabilités régionales afin d'obtenir une réponse suffisamment précise et en temps opportun. Un tel établissement du biais est propre au problème et, par conséquent, des cas distincts devront être étudiés pour chaque détecteur et pour chaque scénario d'accident préoccupant. De plus, pour les résultats de ce genre (c.-à-d. spécifiques à l'emplacement et dépendant de l'énergie, dans lesquels très peu d'échantillons sont utiles), il est fort possible d'obtenir des résultats complètement erronés, en dépit des faibles écarts-types estimés. Des mesures additionnelles, comme des essais multiples avec des séquences de nombres aléatoires, ou une analyse statistique plus approfondie des résultats (p. ex. variance de la variance) devraient être effectuées afin de réduire cette possibilité.

3. Dans le cas des calculs déterministes, la quantité et le détail du maillage requis pourraient être prohibitifs sur le plan des calculs. De plus, toute méthode déterministe reposant sur un réseau maillé angulaire discrétisé (sans un type d'atténuation comme la source de première collision) est assujettie aux effets du rayonnement, ce qui peut donner des résultats douteux ou incorrects.

Annexe E : Manutention, stockage et transport des unités de combustible—Considérations de sûreté-criticité

Les paramètres de conception du combustible, les dimensions du réseau de stockage, les procédures de manutention du combustible et les conditions de la modération et de la réflexion sont choisis lors des évaluations de sûreté-criticité nucléaire (ESCN), afin de tenir compte des conditions crédibles les plus réactives. La section 11, *Critères de sûreté-criticité pour la manutention, le transport, le stockage et la gestion des déchets à long terme hors réacteurs du combustible de réacteurs*, sous-section 11.3, *Critères de sûreté généraux*, exige que l'on tienne compte des conditions normales et des conditions anormales crédibles et des incertitudes connexes, y compris les tolérances de conception associées aux paramètres contrôlés. Des conditions et paramètres représentatifs sont énumérés ci-après.

E.1 Paramètres des barres de combustible

Les paramètres des barres de combustible comprennent :

1. la teneur en matière fissile, la forme, la masse volumique, les propriétés nucléaires et la distribution
2. la teneur en poison consommable, la masse volumique et la distribution
Avertissement : La réactivité du combustible irradié contenant des poisons consommables peut dépasser celle du combustible non irradié.
3. la géométrie des barres de combustible, y compris le matériau de gainage et l'épaisseur
4. d'autres matériaux contenus dans la barre de combustible qui pourraient avoir une incidence sur la réactivité

E.2 Configuration des unités de combustible

La configuration des unités de combustible comprend :

1. le nombre de barres de combustible et leur emplacement dans une unité de combustible
2. les dimensions de chaque unité de combustible
3. d'autres matériaux ou barres qui pourraient être présents

E.3 Paramètres du réseau

Les paramètres du réseau comprennent :

1. l'espacement entre les unités de combustible
2. des absorbeurs de neutrons fixes entre les unités de combustible
3. des matériaux de construction dans le réseau (propriétés nucléaires, quantités, emplacement et dimensions)
4. des opérations de manutention du combustible durant le chargement et le déchargement

E.4 Conditions de modération

Les conditions de modération comprennent :

1. des conditions crédibles de modération dans les unités de combustible ou entre elles; par exemple :
 - l'inclusion de cales de plastique ou d'autres matériaux de modération (brouillard, neige, brume ou personnel) pour le stockage à sec des unités de combustible
 - la masse volumique et la température de l'eau, y compris la formation de vides par ébullition, dans le cas des unités de combustible stockées sous l'eau
 - l'introduction d'eau lourde dans la piscine de stockage du combustible irradié

E.5 Conditions du réflecteur et des interactions

Les conditions du réflecteur et des interactions comprennent :

1. la composition, la configuration et l'emplacement du réflecteur
2. l'interaction avec d'autres matières fissiles

Annexe F : Modérateurs et matériaux agissant comme modérateurs

F.1 Modérateurs de type courant

De nombreux matériaux que l'on rencontre souvent dans les installations nucléaires peuvent agir comme modérateurs de neutrons. Certains de ces matériaux peuvent être des modérateurs plus efficaces que l'eau. La liste suivante, bien qu'incomplète, vise à promouvoir la considération des propriétés modératrices possibles des matériaux que l'on peut rencontrer.

Alcool	Hydrures
Ammonium ou autres radicaux hydratés	Hydrocarbures et autres matières organiques
Antigel	Lubrifiants
Benelex	Huiles
Béryllium	Peinture
Matières biologiques	Papier et produits de papier
Butvar ®	Paraffine
Carbone (p. ex. graphite, charbon)	Matières organiques partiellement halogénées
Panneaux de fibre (Cellotex ®)	Personnes *
Agents de nettoyage	Plastique (contenants, sacs, feuilles, etc.)
Béton	Plexiglas, Lucite ®, etc.
Matériaux de construction	Polyéthylène
Composés du Deutérium	Chiffons
Humidité environnementale ou atmosphérique	Résines
Agents extincteurs	Matériaux de blindage
Liants pour pastilles de combustible et matériaux porogènes	Solvants
Essence, kérosène	Éponges
Gants	Stabilisateurs
Mains *	Eau
Eau lourde	Sable ou sols humides
Fluide hydraulique	Bois et produits du bois

* Les constituants du corps humain peuvent avoir une grande capacité de modulation.

F.2 Sources possibles de modulation

La présente annexe énumère différents types de matériaux agissant comme modérateurs et que l'on rencontre fréquemment dans les installations nucléaires. Ces matériaux peuvent être introduits soit intentionnellement, soit par inadvertance, par des sources comme celles indiquées ci-après.

1. Conduites de services :
 - vapeur d'eau
 - système de gicleurs d'incendie
 - égouts de toit
 - drains de sol
 - conduits d'alimentation en air d'instruments
2. Raccords pour les activités comportant des matières fissiles
 - conduites d'instrumentation
 - chaînes de traitement
 - conduits de ventilation

- conduites électriques
 - conduites de mise à l'air libre
 - systèmes de chauffage et de climatisation
3. Équipement
 - boîtes à gants et hottes
 - systèmes hydrauliques
 - conduits de chauffage et de climatisation
 - filtres HEPA
 - seaux et contenants
 - systèmes de lubrification
 - drains et déversoirs de sûreté pour éviter la criticité
 4. Matériaux de construction :
 - résines RTV (scellant vulcanisant au silicone à température de la pièce)
 - résines époxy
 5. Activités d'entretien et de modification
 6. Matériaux de décontamination :
 - agents de nettoyage
 - chiffons et essuie-tout
 - éponges
 7. Environnement :
 - humidité atmosphérique
 - précipitations (comme la pluie et la neige)
 - films d'eau
 8. Produits chimiques ou additifs de procédé :
 - liants et matériaux porogènes
 - flux d'alimentation
 - solvants
 - rétention des modérateurs provenant des opérations de procédé
 9. Accidents et sources d'intervention d'urgence :
 - système de gicleurs d'incendie
 - boyau d'incendie
 - inondation
 - extincteur de type A
 10. Intervention humaine :
 - introduction de modérateurs lors de la lutte contre l'incendie
 - introduction de modérateurs non approuvés
 - eau de nettoyage
 - présence du personnel

F.3 Mesure du contenu du modérateur

Les considérations prises en compte dans la présente annexe visent à assurer l'intégrité des mesures et des contrôles de procédé.

1. Les procédures appropriées comprennent :

- les précautions requises durant la préparation et l'analyse des échantillons
 - les exigences relatives à l'entretien opérationnel pour l'équipement de mesure
 - les exigences relatives à la configuration pour l'instrumentation
 - les exigences relatives à la vérification
2. La méthode d'échantillonnage permet d'obtenir des échantillons représentatifs pour l'analyse. L'intégrité de chaque échantillon est maintenue dans l'ensemble du procédé d'échantillonnage et d'analyse.
 3. On doit analyser au moins deux échantillons par des techniques d'analyse indépendantes. Cependant, lorsqu'on utilise une seule technique d'analyse, les échantillons doivent être analysés à l'aide d'instruments indépendants.
 4. Les mesures indépendantes du modérateur sont en accord à l'intérieur d'un certain niveau de confiance.
 5. Des normes de contrôle appropriées sont employées pour s'assurer que les attributs de chaque technique d'analyse sont conformes aux plans de qualification applicables.
 6. Des étalons de contrôle sont utilisés pour démontrer des résultats acceptables après l'entretien du système et ils sont mesurés périodiquement avant et après la mesure des échantillons individuels ou des groupes d'échantillons. Des exigences sont établies pour le contrôle des étalons.
 7. Des techniques d'analyse sont qualifiées en identifiant le biais, les incertitudes et les limites de détection minimales et maximales du modérateur pour un niveau de confiance spécifique.
 8. Des techniques de surveillance des procédés en continu sont utilisées pour démontrer que les systèmes de procédé permettent de produire de manière fiable des matériaux à l'intérieur des limites requises pour le modérateur.

F.4 Exemples de barrières artificielles servant à contrôler le modérateur

Des barrières artificielles peuvent être utilisées comme moyen de contrôle de l'introduction des modérateurs. Les barrières courantes comprennent :

- plafonds secondaires
- plafonds suspendus
- parois secondaires
- barrières de vapeur
- planchers ou structures surélevés
- orifices normalement fermés
- joints d'étanchéité
- dispositifs d'évitement de siphon
- dispositifs d'évitement des retours d'eau
- accumulateur de condensats
- double emboîtement et drain (purge)
- double emboîtement et bride
- contenants
- boîtes à gants
- équipement (séchateurs)
- systèmes instrumentés et contrôlés (indicateurs de point de rosée, interrogation neutronique)

Annexe G : Exemple de description partielle d'un programme de sûreté-criticité nucléaire pour une installation de stockage de combustible

G.1 Modèle de contenu de programme de sûreté-criticité nucléaire

Cet exemple ne constitue pas un format de présentation ou un contenu prescrit pour un programme de sûreté-criticité nucléaire. Il présente une des façons acceptables de satisfaire aux exigences en termes d'information (points 1 et 2 de la sous-section 12.8.2). Les principaux objectifs du présent exemple sont les suivants :

- identifier une liste des sections du présent document qui s'appliquent à une installation spécifique
- mettre l'accent sur le fait qu'un programme de sûreté-criticité nucléaire doit contenir le libellé exact du texte tiré directement des normes, des lignes directrices et des exigences applicables de la CCSN

Dans cet exemple, on suppose que l'installation de stockage de combustible est une nouvelle installation. L'exemple englobe donc le plein éventail des activités nécessaires à l'établissement d'un programme de sûreté-criticité nucléaire, y compris la conception, l'analyse, la mise en place des systèmes d'alarme, les procédures d'urgence, la formation, la définition des responsabilités de la direction et les pratiques administratives. Pour chaque activité, l'exemple fournit une liste partielle des exigences pertinentes. L'établissement de la liste complète doit prendre en compte le profil de l'installation.

G.2 Détermination des exigences

Cette sous-section présente une méthode acceptable pour satisfaire aux exigences en matière d'information (point 1 de la sous-section 12.8.2).

Exemple :

L'installation s'engage à satisfaire aux exigences du sous-ensemble suivant du document d'application de la réglementation REGDOC-2.4.3, Sûreté-criticité nucléaire, qui sont adaptées aux besoins de l'installation :

1. *section 2, Sûreté-criticité nucléaire des activités comportant des matières fissiles hors réacteurs*
2. *section 3, Système d'alarme d'accident de criticité*
3. *section 6, Sûreté-criticité nucléaire dans le stockage des matières fissiles*
4. *section 11, Critères de sûreté-criticité pour la manutention, le transport, le stockage et la gestion des déchets à long terme hors réacteurs du combustible des réacteurs*
5. *section 12, Pratiques administratives en matière de sûreté-criticité nucléaire*
6. *section 13, Formation relative à la sûreté-criticité nucléaire*
7. *section 16, Planification et intervention d'urgence en cas d'accident de criticité nucléaire*

Ce sous-ensemble du REGDOC-2.4.3 contient l'ensemble des exigences applicables aux opérations proposées pour l'installation. Certaines sections du REGDOC-2.4.3 ont été exclues, par exemple, celles qui ont trait à la manutention des poudres ou des solutions.

L'installation s'engage à satisfaire aux exigences suivantes de la CCSN :

- *la marge administrative de sous-criticité est de 50 mk (5 %) pour le k_{eff} ou, le cas échéant, 20 % de la masse critique*
- *une méthode semi-quantitative sera utilisée pour démontrer que la marge de sous-criticité n'est pas dépassée dans des conditions normales et anormales crédibles (accidents ou séquences d'accident) dont la fréquence est égale ou supérieure à 10^{-6} par année*
- *le système de blindage et de confinement de l'installation sera conçu et exploité de façon que la dose résultant de l'exposition au rayonnement direct et aux radionucléides rejetés par l'installation à la suite d'un accident de criticité ne contrevienne pas aux critères établis comme facteurs de déclenchement d'une évacuation publique temporaire par les normes internationales (référence X1, annexe III, section III-2) et nationales (référence X2)*

Le présent sous-ensemble du REGDOC-2.4.3 englobe le plein éventail des activités nécessaires à l'établissement d'un programme de sûreté-criticité nucléaire, y compris la conception, l'analyse, la mise en place des systèmes d'alarme, les procédures d'urgence, la formation, la définition des responsabilités de la direction et les pratiques administratives.

Référence X1 : Organisation des Nations Unies pour l'alimentation et l'agriculture, Agence internationale de l'énergie atomique, Organisation internationale du travail, Agence de l'OCDE pour l'énergie nucléaire, Organisation panaméricaine de la santé, Bureau de la coordination des affaires humanitaires des Nations Unies, Organisation mondiale de la santé, Préparation et intervention en cas de situation d'urgence nucléaire ou radiologique, Prescriptions, collection Normes de sûreté no GS-R-2, AIEA, Vienne, Autriche, 2002.

Référence X2 : Santé Canada, Lignes directrices canadiennes sur les interventions en situation d'urgence nucléaire, document H46-2/03-326E, Ottawa, Ontario, novembre 2003.

G.3 Exemple de procédure d'évaluation de séquences d'accident de criticité

La présente sous-section fournit un exemple d'évaluation de séquences d'accident de criticité (ESAC). Une méthode d'indice de risque semi-quantitative y est utilisée en vue de l'évaluation des séquences d'accident du point de vue de leur probabilité d'occurrence.

Le cadre de travail de la méthode d'indice de risque permet au demandeur de déterminer quels accidents ou séquences d'accident dépassent le niveau de probabilité établi à la sous-section 2.3.2.2 et exigent de ce fait la désignation de contrôles de sûreté-criticité (CSC) (c.-à-d. CSC techniques et/ou administratifs) et de mesures de gestion subsidiaires. La description de ces séquences d'accident doit être incluse dans le rapport d'analyse de sûreté (RAS).

La présente sous-section donne un exemple de la façon dont la méthode de l'indice de risque peut être appliquée à un mélangeur de poudre d'uranium. Elle décrit une méthode d'évaluation de la conformité avec le niveau de probabilité défini à la sous-section 2.3.2.2. La méthode vise à permettre la prise en compte de l'information quantitative, lorsque disponible. Comme les probabilités sont par définition quantitatives, l'évaluation d'un accident donné devrait être en accord avec les faits disponibles, ce qui peut inclure de l'information quantitative sur la disponibilité et la fiabilité des CSC en cause.

La présente sous-section présente une méthode d'analyse des séquences d'accident crédibles pour l'évaluation de sûreté-criticité nucléaire (ESCN) ou le RAS. Cette méthode décrit les critères semi-quantitatifs en vue de l'évaluation des indices de fréquence des contrôles de sûreté-criticité. Ces critères

d'assignation des indices, en particulier les critères descriptifs fournis dans certains tableaux de cette sous-section, sont des exemples et non des critères universels.

Il est préférable que chaque demandeur élabore ces critères en fonction des types de CSC et des programmes de gestion applicables. Le demandeur doit modifier et améliorer ces critères à la lumière des renseignements glanés au cours de l'exécution de l'ESAC.

Si le demandeur évalue les accidents au moyen d'une méthode différente, celle-ci doit produire des résultats similaires du point de vue de la probabilité d'occurrence. La méthode doit être considérée comme une méthode de sélection et non comme une méthode définitive pour déterminer si les CSC sont adéquats ou inadéquats pour tout accident donné. Parce que les méthodes peuvent rarement être universellement valides, les accidents pour lesquels cette méthode ne semble pas applicable peuvent être justifiés au moyen d'une évaluation à l'aide d'autres méthodes. La méthode a l'avantage de permettre une évaluation cohérente des caractéristiques des CSC utilisés pour limiter les séquences d'accident. Cette méthode permet de déterminer les séquences d'accident qui présentent des défauts du point de vue de la combinaison des CSC utilisés. De tels CSC peuvent alors être évalués davantage ou faire l'objet d'amélioration pour établir qu'ils sont adéquats. La procédure garantit également une évaluation cohérente de CSC similaires par différentes équipes d'ESAC. Les séquences ou les CSC qui présentent un risque plus important et sont jugés marginalement acceptables sont de bons candidats à une évaluation plus détaillée par le demandeur et l'expert.

Le résumé des accidents sous forme de tableau élaboré à la suite de l'ESAC doit indiquer, pour chaque séquence, quel CSC technique ou administratif doit faillir pour permettre une probabilité qui dépasse les niveaux déterminés à la sous-section 2.3.2.2. Ces exigences précisent que les séquences d'événement menant à des conditions anormales crédibles doivent être évaluées. La probabilité et les conséquences possibles de tels événements doivent être évaluées au moyen de données et de méthodologies fiables. La présente sous-section vise à fournir un exemple de méthode semi-quantitative acceptable en vue d'une telle évaluation.

La méthode d'évaluation des accidents décrite ci-dessous n'écarte pas la nécessité de se conformer au principe de la double contingence. Même si des exceptions sont permises moyennant des mesures compensatoires, une protection de type double contingence doit, de manière générale, être appliquée. Cette protection est nécessaire du fait que l'on ne dispose habituellement pas de données fermes suffisantes sur la fiabilité de l'équipement de CSC et des procédures de CSC administratives utilisées en sûreté-criticité. Si l'on se fiait à un seul CSC pour éviter la criticité et que ce dernier se révélait moins fiable que prévu, un accident de criticité pourrait se produire dès la première défaillance. C'est pourquoi au moins deux CSC indépendants doivent être utilisés. Il sera alors possible de constater qu'un CSC est inadéquat en assistant à sa défaillance sans avoir à subir les conséquences d'un accident de criticité. Même avec une protection de type double contingence, la défaillance de chaque CSC doit être suffisamment improbable pour que si un des CSC assurant une protection de type double contingence est inefficace, la criticité demeure extrêmement improbable.

G.3.1 Évaluation de l'efficacité d'un CSC

L'application de différents nombres et types de CSC permet de réduire le risque d'une séquence d'accident. En réduisant la probabilité d'occurrence ou en atténuant les conséquences, le CSC peut réduire le risque global. La désignation du CSC doit généralement être faite de manière à réduire la probabilité d'un accident (c.-à-d. prévenir un accident), mais on peut également réduire (c.-à-d. atténuer) les conséquences en minimisant les risques potentiels si possible. En se basant sur l'évaluation des risques et des analyses de séquence d'accident pour lesquels les risques non atténués ou non contrôlés sont inacceptables, des CSC administratifs et/ou techniques peuvent être conçus afin de réduire la probabilité d'occurrence et/ou atténuer la gravité des conséquences.

G.3.2 Résumé de l'évaluation de la cote de risque

Comme nous l'avons mentionné précédemment, un résumé des séquences d'accident sous forme de tableau est une façon acceptable pour le demandeur de présenter les résultats de l'ESAC. Le tableau G-1 fournit un exemple de présentation acceptable pour un tel tableau. Ce tableau donne plusieurs exemples de séquences d'accident pour un mélangeur de poudres à une installation type.

Le tableau G-1 résume deux ensembles d'information : i) les séquences d'accident identifiées par l'ESAC et ii) un indice de probabilité calculé pour chaque séquence, dans le but de démontrer la conformité. Le calcul de l'indice de probabilité est résumé ci-dessous.

Les séquences d'accident découlent d'événements déclencheurs suivis de la défaillance d'un ou plusieurs CSC. Le tableau G-1 contient donc des colonnes tant pour les éléments déclencheurs que pour les CSC. Un CSC peut être atténuateur ou préventif. Les CSC atténuateurs sont des mesures qui réduisent les conséquences d'un accident. L'expression « conséquences non contrôlées et/ou non atténuées » décrit les résultats obtenus lorsque le système de CSC préventifs échoue et que l'atténuation échoue également. Les conséquences sont dites « atténuées » lorsque les CSC préventifs échouent, mais que les mesures d'atténuation réussissent. On utilise les abréviations « non attén. » et « attén. », respectivement, pour définir ces types de conséquences dans le tableau. Des indices numériques sont assignés aux événements déclencheurs, aux défaillances de CSC et aux défaillances d'atténuation en fonction des caractéristiques de fiabilité de ces éléments.

Pour des CSC redondants ainsi que dans certains autres cas, il existe des séquences pour lesquelles un événement déclencheur place le système dans un état vulnérable. Lorsque le système est dans cet état, un CSC doit faire défaillance pour qu'un accident s'ensuive. La fréquence de l'accident dépend donc de la fréquence du premier événement, de la durée de la période de vulnérabilité et de la fréquence de défaillance du second CSC. C'est pourquoi la durée de l'état vulnérable doit être prise en compte et un indice de durée doit être assigné. On additionne ensuite la valeur de tous les indices pour une séquence donnée, selon le nombre d'événements en cause, de façon à obtenir un indice de probabilité totale, T.

Il est à noter que si toutes les défaillances dans la séquence d'accident sont indépendantes, la sommation de tous les indices numériques est une approche valide de calcul de T. Les discussions qui suivent et l'exemple utilisé dans le tableau G-1 supposent que l'événement déclencheur et toutes les défaillances des CSC dans la séquence d'accident sont indépendants. Si l'indépendance n'est pas démontrée, cependant, les défaillances dépendantes doivent être identifiées et prises en compte. Les exemples de dépendances possibles incluent : les événements déclencheurs de cause commune, les dépendances inter-systèmes (comme les dépendances fonctionnelles, les dépendances de partage d'équipement, les dépendances physiques et les dépendances relevant d'interactions humaines) et les dépendances inter-composantes.

La valeur des indices numériques dans les séquences d'accident est assignée en fonction des critères contenus dans les tableaux G-2 à G-4. Chaque tableau s'applique à un type d'événement différent. Le tableau G-1 s'applique aux événements qui ont une fréquence d'occurrence, comme les événements déclencheurs et certaines défaillances de CSC. Lorsque des probabilités de défaillance sont requises pour un événement, le tableau G-3 fournit les valeurs d'indice. Le tableau G-4 fournit les indices numériques pour les durées de défaillance. Ces nombres sont utilisés dans certaines séquences d'accident où deux CSC doivent simultanément faire défaillance. Dans ce cas, un des deux paramètres de contrôle fera défaillance en premier. Il est alors nécessaire de prendre en compte la durée pendant laquelle le système demeure vulnérable à la défaillance du second paramètre. On peut mettre fin à cette période de vulnérabilité de plusieurs façons. La première défaillance peut être une « défaillance sécuritaire » ou faire l'objet d'une surveillance continue grâce à laquelle l'opérateur est alerté en cas de défaillance et peut rapidement mettre le système dans un état sécuritaire. Ou le CSC peut faire l'objet d'essais de surveillance périodiques permettant de déceler les défaillances cachées.

Lorsque des défaillances cachées sont possibles, ces intervalles de surveillance limitent la durée pendant laquelle le système est dans un état vulnérable. Les séquences inversées, où le second CSC fait défaillance en premier, doivent être considérées comme des séquences d'accident séparées parce que la fréquence et la durée de défaillance du premier et du second CSC peuvent être différentes. La valeur de ces indices de durée n'est pas fondée sur un jugement; elle est directement liée aux intervalles de temps utilisés pour la surveillance et au temps nécessaire en vue de rendre le système sécuritaire.

Comme le montre le tableau G-4, la durée de la défaillance est prise en compte dans l'établissement de la probabilité globale qu'une séquence d'accident continuera jusqu'à l'atteinte des conséquences établies. Ainsi, le temps nécessaire à la découverte et à la réparation de la défaillance est pris en compte dans la détermination du risque d'accident postulé.

Lorsque le nombre est plus fortement négatif, la défaillance est moins probable; cette règle s'applique à tous les indices. Les séquences d'accident peuvent consister en un nombre variable d'événements, à commencer par les événements déclencheurs. L'indice de probabilité total est la somme des indices pour tous les événements dans la séquence, y compris les indices de durée.

Comme le montre la première rangée du tableau G-1, l'indice de durée de défaillance peut contribuer largement à l'indice de probabilité total. L'expert doit vérifier qu'il existe une justification adéquate que la défaillance sera corrigée à l'intérieur de l'intervalle de temps imposé pour l'indice de durée. De manière générale, les indices de durée dont la valeur est inférieure à moins un (-1), ce qui correspond à 36 jours, doivent être fondés sur une surveillance intentionnelle du procédé. La durée de la défaillance pour un procédé non surveillé doit faire l'objet d'une estimation prudente.

Le tableau G-1 fournit deux indices de probabilité pour chaque séquence d'accident afin de permettre l'évaluation de l'importance du risque lié au CSC en cause. Pour mesurer si un risque élevé est lié à un CSC, le tableau fournit un « indice non contrôlé » déterminé par modélisation de la séquence en cas d'échec de tous les CSC (c.-à-d. que les CSC ne contribuent pas à une probabilité plus faible). Un « indice contrôlé » est également calculé en créditant la faible probabilité et durée de défaillance des CSC. Lorsqu'une séquence d'accident a un indice de probabilité non contrôlé supérieur à (-2), mais un indice contrôlé inférieur à (-6), les CSC en cause représente un risque élevé parce qu'on compte sur ces derniers pour parvenir à une sûreté acceptable. En plus, l'utilisation de deux indices de probabilité permet de démontrer qu'aucun CSC ne contribue de façon excessive au risque. Donc, l'utilisation de ces indices permet d'évaluer les avantages possibles d'une amélioration des CSC et de déterminer si un assouplissement peut être acceptable.

Le tableau G-5 fournit une description plus détaillée des séquences d'accident utilisées dans l'exemple du tableau G-1. L'expert a besoin de l'information contenue dans le tableau G-5 pour comprendre la nature des séquences d'accident énumérées dans le tableau G-1. En raison d'un manque d'espace, le tableau G-1 ne peut expliquer que les défaillances les plus simples.

Le tableau G-6 explique le CSC et les événements déclencheurs externes qui figurent dans les séquences d'accident du tableau G-1. L'expert a besoin de l'information contenue dans le tableau G-6 pour comprendre pourquoi les événements déclencheurs et les CSC dans le tableau G-1 présentent les faibles indices de probabilité assignés. Ainsi, le tableau G-6 doit contenir des renseignements comme i) les marges des limites de sûreté, ii) la redondance d'un CSC et iii) les mesures prises pour garantir une fiabilité adéquate d'un CSC. Le tableau G-6 doit également justifier pourquoi les événements externes, qui ne sont pas manifestement extrêmement improbable, présentent les faibles probabilités sur lesquelles la sûreté repose. Le demandeur doit fournir des tableaux séparés pour indiquer les CSC pour les accidents de criticité, chimiques, radiologiques et environnementaux, et les incendies. Si un demandeur choisit de

classifier les CSC en appliquant des cotes ou des niveaux différents d'assurance de la qualité, il doit également fournir la cote d'assurance de la qualité appropriée pour le CSC pertinent.

G.3.3 Résumé des accidents et attribution de l'indice de probabilité pour le tableau G-1

Une définition complète est fournie ci-dessous pour chaque colonne du tableau G-1.

Identificateur d'accident

Cette colonne identifie la séquence d'accident analysée. L'ESAC désigne sous le nom de « nœuds » toutes les séquences d'accident relatives à des procédés identifiés. Les symboles, noms ou numéros affectés à ces nœuds permettent de les identifier de façon unique. Par exemple, le symbole PPB2 est assigné au nœud « trémie du mélangeur » décrit dans le tableau G-1. PPB2-1 correspond à la première séquence d'accident identifiée dans ce nœud. En passant en revue les exemples de séquences d'accident présentés dans le RAS, ainsi que les séquences d'accident choisies contenues dans l'ESCN, le ou les experts peuvent évaluer et confirmer i) que les CSC sont adéquats prévenir des accidents et ii) les bases d'assignation des conséquences et des probabilités dans le tableau.

Événement déclencheur (a1) et événement catalyseur (a2) (le cas échéant)

Ces colonnes énumèrent les événements déclencheurs ou les défaillances des CSC qui sont typiquement identifiés au cours de la phase d'analyse des dangers liés aux procédés de l'ESCN et qui peuvent mener à un dépassement des niveaux établis à la section 2.3.2.2.

Il existe plusieurs types distincts d'événements déclencheurs : i) les événements externes, comme les ouragans et les séismes; ii) les événements liés à l'installation qui sont extérieurs au nœud analysé (p. ex., incendies, explosions, défaillances d'autres équipements, inondations attribuables aux sources d'eau de l'installation); iii) les écarts par rapport aux opérations normales du procédé dans le nœud; et iv) les défaillances du CSC du nœud. Seuls les événements déclencheurs qui entraînent une défaillance réelle ou potentielle d'un CSC ou exigent qu'un CSC fonctionne de manière à éviter un dépassement de la LSS (limite de sûreté supérieure) doivent figurer dans le tableau.

L'indice de fréquence relatif aux événements déclencheurs est représenté dans le tableau par le symbole « ifrq ». Le tableau G-2 fournit des critères en vue de l'attribution d'une valeur à ifrq. Habituellement, il n'y a pas suffisamment d'espace dans une présentation sous forme de tableau, comme le tableau G-1, pour décrire les événements avec exactitude. En conséquence, le demandeur doit fournir de l'information supplémentaire afin de décrire adéquatement chaque type général de séquence d'accident figurant dans le tableau G-1. Les renvois entre cette information et le tableau doivent être adéquats (p. ex., les identificateurs de séquence d'accident peuvent être utilisés). Le tableau G-5 est un exemple d'une liste de descriptions supplémentaires de séquence d'accident pour le tableau G-1.

Défaillance/succès du paramètre de sûreté préventive 1 ou du CSC 1 (b)

Cette colonne indique la défaillance ou le succès du paramètre de sûreté conçu pour prévenir un dépassement de la LSS. Les CSC spécifiques qui peuvent être nécessaires au maintien du paramètre de sûreté doivent être inclus dans ce tableau. Si des paramètres ou des CSC séparés sont utilisés pour prévenir différentes conséquences, des rangées séparées du tableau doivent être définies pour chaque type de conséquence.

Le tableau G-1 renferme un exemple d'un ensemble de séquences connexes ainsi séparées. Les séquences d'accident où deux CSC doivent simultanément être défaillants exigent l'attribution de trois indices numériques : i) la fréquence de défaillance du premier CSC, frq1; ii) la durée de cette défaillance, dur1; et

iii) la fréquence de défaillance du second CSC, frq2. Pour de telles séquences d'accident, l'événement déclencheur est la défaillance du premier CSC. Dans ces cas, frq1 est assigné au moyen du tableau G-2. La durée de défaillance du premier CSC est assignée au moyen du tableau G-4.

D'autres séquences d'accident peuvent être plus facilement décrites comme une défaillance du CSC lorsqu'il est appelé à fonctionner après l'occurrence d'un événement déclencheur. Dans ces cas, l'indice de la probabilité de défaillance, prd1, est assigné au moyen du tableau G-3.

Défaillance/succès du paramètre de sûreté préventive 2 ou du CSC 2 (c)

Cette colonne est fournie au cas où un second CSC préventif est désigné. La fréquence de défaillance, ou probabilité de défaillance lorsqu'il est appelé à fonctionner, est assignée de la même manière que pour le CSC préventif 1.

Défaillance/succès des paramètres de sûreté préventive ou des CSC (d1, d2...)

Cette colonne est fournie au cas où un autre CSC préventif est désigné. La fréquence de défaillance, ou probabilité de défaillance lorsqu'il est appelé à fonctionner, est assignée de la même manière que pour le CSC préventif 1.

Indice de probabilité / cote de risque* T non contrôlé / contrôlé (e)

Cette colonne contient l'indice de probabilité total / cote de risque pour une séquence d'accident. L'indice de probabilité total, T, est la somme des indices pour les événements qui incluent une séquence d'accident composée normalement de l'événement déclencheur et de la défaillance d'un CSC ou plus, y compris tout indice de durée de défaillance. Les séquences d'accident peuvent toutefois consister en des nombres et des types variés d'événements indésirables. Les méthodes utilisées pour décider quelles fréquences et durées de défaillance doivent être prises en compte sont décrites plus loin dans la présente annexe. La détermination de l'indice de probabilité pour une séquence d'accident en tant que somme des indices est valide si toutes les défaillances dans la séquence d'accident sont indépendantes.

Références relatives à l'évaluation des conséquences

Cette colonne permet l'identification des calculs de conséquence relatifs à cette séquence d'accident. Des références multiples peuvent être requises pour renvoyer aux calculs des différents types de conséquences (p. ex., radiologiques, chimiques, etc.).

Commentaires et recommandations

Cette colonne sert à consigner les recommandations de l'équipe ESCN. Elle est particulièrement utile lorsque le système existant de CSC est jugé déficient. Ceci peut se produire parce qu'une séquence d'accident nouvellement identifiée n'est pas prise en charge par les CSC existants ou parce qu'une déficience de rendement inacceptable a été décelée pour les CSC existants.

G.3.4 Détermination des indices de fréquence de défaillance dans le tableau G-2

Le tableau G-2 sert à assigner les indices de fréquence aux événements déclencheurs et aux défaillances des CSC indiqués dans les colonnes du tableau G-1. Le terme « défaillance » doit être compris comme signifiant non pas une simple défaillance du CSC, mais une infraction à la sûreté du procédé. Dans l'exemple du tableau G-1, la séquence d'accident PPB2 1A inclut une perte de contrôle de masse sur du dioxyde d'uranium (UO₂) dans un mélangeur.

Le tableau G-2 fournit deux colonnes avec deux ensembles de critères en vue de l'assignation d'une valeur d'indice, un ensemble étant fondé sur le type de CSC et l'autre, sur les fréquences de défaillance observées. Comme les CSC d'un type donné présentent un large éventail de fréquences de défaillance, l'assignation de valeurs d'indice basées sur ce tableau devrait être effectuée avec prudence. Il convient de bien évaluer si le CSC atteindra effectivement la fréquence de défaillance correspondante indiquée dans la colonne suivante.

Des critères plus perfectionnés en vue de juger des fréquences de défaillance peuvent être élaborés par chaque demandeur sur la base de son expérience opérationnelle. Dans la colonne étiquetée « basé sur le type de CSC », les références à la redondance permettent aux CSC qui peuvent eux-mêmes offrir une redondance interne de parvenir à un niveau nécessaire de fiabilité.

Les observations réelles d'événements de défaillance sont un autre fondement objectif pour l'attribution d'une valeur d'indice. Ces événements réels peuvent s'être produits dans l'installation du demandeur ou dans une autre installation comparable. La justification des valeurs spécifiques attribuées devrait être notée dans la colonne Commentaires du tableau G-1.

Il est à noter que des indices inférieurs à (plus négatifs que) -1 ne devraient pas être assignés aux CSC à moins que la gestion de la configuration, les audits et les autres mesures requises de gestion soient de haute qualité parce que, sans ces mesures, les CSC peuvent être changés ou être maintenus de façon inadéquate. L'expert doit pouvoir déterminer ceci à partir du tableau sommaire des CSC fourni dans l'application. Ce tableau sommaire devrait identifier les paramètres de procédé à contrôler et leurs limites de sûreté, et inclure une description détaillée des CSC et des mesures de gestion appliquées.

G.3.5 Détermination des indices de probabilité de défaillance dans le tableau G-3

À l'occasion, de l'information relative à la fiabilité d'un CSC peut être disponible sous forme de probabilité sur demande. C'est-à-dire qu'il peut exister un historique des essais ou des incidents où le système en question est appelé à fonctionner. Pour quantifier de telles séquences d'accident, la fréquence de demande, l'événement déclencheur et la probabilité de défaillance sur demande pour le CSC doivent être connus. Le tableau G-3 attribue des indices numériques pour un tel CSC de façon à être conforme au tableau G-2. La probabilité de défaillance sur demande peut être la probabilité que le système soit défaillant au moment où il est appelé à fonctionner (disponibilité) ou qu'il ne réussisse pas à demeurer fonctionnel pendant une durée suffisante pour remplir sa fonction. La justification des valeurs attribuées doit être notée dans la colonne Commentaires du tableau G-1.

G.3.6 Détermination des mesures de gestion pour les CSC

Le tableau G-6 est une façon acceptable d'énumérer les CSC pour tous les types généraux de séquences d'accident menant à un dépassement de la LSS approuvée. Les éléments énumérés devraient inclure tous les CSC et les événements externes pour lesquels on compte sur leur faible probabilité d'occurrence pour satisfaire au niveau de probabilité déterminé à la section 2.3.2.2.

Le ou les experts examinent cette liste dans le but de déterminer si des mesures de gestion adéquates ont été appliquées à chaque CSC afin d'en assurer la disponibilité et la fiabilité continues. Les types de mesures de gestion possibles sont l'entretien, la formation, la gestion de la configuration, les audits et les évaluations, l'assurance de la qualité, etc. Au moins un ensemble minimal de mesures de gestion doit être assigné à chaque CSC s'inscrivant dans des séquences d'accident non contrôlées menant à un dépassement des niveaux de probabilité déterminés à la section 2.3.2.2. En particulier, pour protéger contre une défaillance de mode commun de tous les CSC prévus pour un procédé, cet ensemble minimal de mesures doit inclure : i) une gestion adéquate de la configuration, ii) une vérification régulière de l'efficacité continue du CSC, iii) un étiquetage, une formation ou des procédures écrites adéquates afin de

garantir que le personnel d'exploitation est informé de la fonction de sûreté, iv) une surveillance et un entretien correctif adéquats, et v) un entretien préventif adéquat.

Si des mesures de gestion moindres ou graduées sont appliquées à certains CSC, les tableaux G-1 et G-6, ainsi que les descriptions qui s'y rapportent, doivent indiquer à quel CSC ces mesures moindres sont appliquées. De plus, de l'information indiquant qu'une fiabilité acceptable peut être atteinte au moyen de ces mesures moindres doit être présentée. Il n'est pas nécessaire de fournir les détails spécifiques sur la façon dont chaque mesure de gestion, comme l'intervalle de surveillance, le type de maintenance ou le type d'essai, est appliquée à chaque CSC; il est en effet admis que de telles mesures spécifiques doivent être appliquées différemment à chaque CSC pour parvenir à une fiabilité adéquate. Les exigences de formalité, de documentation et d'assurance de la qualité appliquées aux mesures de gestion directes que l'on peut graduer de façon générique en tenant compte des risques doivent être documentées.

Les paragraphes qui suivent décrivent l'application de mesures de gestion aux CSC basée sur l'importance du risque présenté par l'élément dans une séquence d'accident, tel que défini par l'indice de probabilité non contrôlé montré dans le tableau G-1.

Pour une séquence d'accident donnée qui aurait un indice de probabilité non contrôlé élevé, les CSC devraient réduire le risque d'un niveau initialement élevé (indice non contrôlé de -2 ou plus selon le tableau G-1) à un niveau acceptable (indice contrôlé de -6 ou moins).

Certains accidents pourraient présenter une probabilité non contrôlée relativement élevée. De plus, pour les séquences d'accident menant à une criticité nucléaire, une protection de type double contingence doit être réalisée, nécessitant ainsi au moins un CSC de plus et un événement déclencheur de faible probabilité. L'incertitude liée à la détermination d'une probabilité de défaillance faible exige des mesures compensatoires sous la forme d'assurances accrues (critères de haut niveau) que le CSC est en fait maintenu à une probabilité de défaillance faible.

G.3.7 Examen des CSC en tenant compte du risque

La colonne (e) du tableau G-1 donne les indices de probabilité / cotes de risque pour chaque séquence d'accident identifiée dans l'ESAC. Il existe deux indices, un indice non contrôlé et un indice contrôlé. L'indice non contrôlé est une mesure du risque sans créditer le CSC. Si l'indice non contrôlé est une valeur de -2 ou plus, alors que l'indice contrôlé est une valeur acceptable (-6 ou moins), l'ensemble des CSC en cause joue un rôle important dans l'atteinte d'un risque acceptable. C'est-à-dire que ces CSC sont d'une importance élevée du point de vue du risque. L'indice de probabilité non contrôlé sera utilisé par le ou les experts pour identifier tous les systèmes de CSC importants du point de vue du risque. Ces systèmes de CSC seront examinés plus attentivement.

Tableau G-1 : Exemple de sommaire de séquences d'accident et attribution d'indice de probabilité

Procédé : préparation de la poudre (PP) de dioxyde d'uranium (UO₂); Unité : mélange d'additifs; Nœud : trémie du mélangeur (PPB2)

Séquence d'accident / Identificateur	Événement déclencheur (a1)	Événements catalyseurs (le cas échéant) (a2)	Défaillance/succès du paramètre de sûreté préventive 1 ou du CSC 1 (b)	Défaillance/succès du paramètre de sûreté préventive 2 ou du CSC 2 (c)	Défaillance/succès du paramètre de sûreté préventive ou du CSC (d1, d2...)	Indice de probabilité / cote de risque* T non contrôlé / contrôlé (e)	Références pour l'évaluation des conséquences	Commentaires et recommandations
PPB2-1A (Criticité liée à une fuite d'UO ₂ au mélangeur)	Voir CSC 1 (Note 1)		PPB2-C1 : Défail. de contrôle de masse : fuite de UO ₂ sur le plancher, en provenance du mélangeur, masse critique dépassée Frq1 = -1 Dur1 = -4	PPB2-C2 : Défail. de modulation : eau suffis. pour criticité avec UO ₂ sur le plancher : Frq2 = -2	S.O.	T non cont. = -1 T cont. = -7		CSC 2 fait défaillance alors que CSC 1 a défailli. T = -1-4-2 = -7
PPB2-1B (Fuite de rad.. associée à la fuite d'UO ₂ au mélangeur)	Fuite d'UO ₂ au mélangeur Ifrq = -1		PPB2-C1 : Succès de contrôle de masse : la fuite d'UO ₂ est inférieure à la masse critique	PPB2-C2 : Succès de modulation : pas de modérateur	S.O.	T non cont. = -1 T cont. = -4	Rad 36	Conséquences rad., pas de défail. de la séq. de criticité non attén. : CSC 1 et atténuation font défaillance. T = -1-3 = -4 Attén. : CSC 1 fait défail., CSC ne fait pas défail.. T = -1
PPB2-1C	Voir CSC 1 (Note 1)		PPB2-C2 : Défail. de modulation : eau sous le mélangeur d'UO ₂ suffisante pour criticité Frq1 = -2 Dur1 = -3	PPB2-C1 : Défail. de contrôle de masse : fuite d'UO ₂ au mélangeur sur le plancher, en présence d'eau Frq2 = -2	S.O.	T non cont. = -2 T cont. = -6		Criticité par séquence inversée de PPB2-1A. Modération fait défail. en premier. Noter probabilité différente. T = -6
PPB2-2	Incendie dans la salle du mélangeur Ifrq = -2		Défail. de l'extinction : défail. suite à demande : Prd1 = -2	S.O.	S.O.	T non cont. = -2 T cont. = -4	Rad 37	Séquence d'événements est seulement événement déclencheur plus une défaillance de CSC sur demande

* Indice de probabilité / cote de risque, T, est une somme calculée comme suit :

Indice non contrôlé : T = a1 ou T = a1 + a2

Indice contrôlé (inclut tous les indices): T = a1 + a2 + b + c + d

Nota.- Pour ces séquences, l'événement déclencheur est la défaillance d'un des CSC; la fréquence est donc assignée pour ce CSC.

Tableau G-2 : Indices de fréquence de défaillance

Indice de fréquence	Basé sur information probante	Basé sur le type de CSC **	Commentaires
-6 *	Événement externe avec fréq. < 10 ⁻⁶ /an		Si événement déclencheur, pas de CSC nécessaire.
-4 *	Pas de défaillances en 30 ans pour des centaines de CSC similaires dans l'industrie	CSC technique passif (CTP) exceptionnellement robuste, ou procédé à sûreté intégrée ou deux CSC techniques actifs (CTA) indépendants, CTP ou CSC admin. Améliorés	Peut rarement être justifié par de l'information probante. De plus, la défaillance de la plupart des types de CSC unique a été observée.
-3 *	Pas de défaillance en 30 ans pour des dizaines de CSC similaires dans l'industrie	CSC unique avec parties redondantes, chacune étant un CTP ou un CTA	
-2 *	Pas de défaillance de ce type dans cette installation en 30 ans	CTP unique	
-1	Quelques défaillances pourraient se produire au cours de la durée de vie de l'installation	CTA unique, CSC admin. amélioré, CSC admin. avec marge importante, ou CSC admin. redondant	
0	Des défaillances se produisent tous les un à trois ans	CSC administratif unique	
1	Plusieurs occurrences par année	Événement fréquent, CSC inadéquat	Pas pour CSC, seulement événements déclencheurs
2	Se produit chaque semaine ou plus souvent	Événement très fréquent, CSC inadéquat	Pas pour CSC, seulement événements déclencheurs

* Des indices inférieurs à -1 ne devraient pas être assignés à un CSC à moins que la gestion de la configuration, l'audit et d'autres mesures de gestion soient de grande qualité parce que sans ces mesures, le CSC peut être changé ou ne pas être maintenu.

** La valeur d'indice assignée à un CSC d'un type donné dans la colonne 3 peut être une valeur au-dessus ou en dessous de la valeur indiquée dans la colonne 1. Les critères justifiant l'assignation de la valeur inférieure (plus négative) devraient être indiqués dans la description des méthodes d'ESCN. Les exceptions doivent être justifiées individuellement.

Tableau G-3 : Indices de probabilité de défaillance

Indice de probabilité	Probabilité de défaillance sur demande	Basé sur le type de CSC	Commentaires
-6 *	10^{-6}		Si événement déclencheur, pas de CSC requis.
-4 or -5 *	$10^{-4} - 10^{-5}$	CSC technique passif (CTP) exceptionnellement robuste, ou procédé à sûreté intégrée ou deux CSC redondants plus robustes qu'un CSC admin. simple (CTA, CTP admin. amélioré)	Peut rarement être justifié par de l'information probante. La défaillance de la plupart des types de CSC unique a été observée.
-3 or -4 *	$10^{-3} - 10^{-4}$	CSC technique passif (CTP) unique ou CSC technique actif (CTA) avec disponibilité élevée	
-2 or -3 *	$10^{-2} - 10^{-3}$	CSC technique actif unique ou CSC admin. amélioré ou CSC admin. pour opérations de routine planifiées	
-1 or -2	$10^{-1} - 10^{-2}$	CSC admin. qui doit être effectué en réponse à une demande non planifiée rare	

* Des indices inférieurs à -1 ne devraient pas être assignés au CSC à moins que la gestion de la configuration, l'audit et les autres mesures de gestion soient de grande qualité parce que sans ces mesures, le CSC peut être changé ou ne pas être maintenu.

Tableau G-4 : Indices de durée de défaillance

Indice de durée	Durée de défaillance moyenne	Durée en années	Commentaires
1	Plus de trois ans	10	
0	Un an	1	
-1	Un mois	0,1	Surveillance formelle visant à justifier les indices inférieurs à -1
-2	Quelques jours	0,01	
-3	Huit heures	0,001	
-4	Une heure	10^{-4}	
-5	Cinq minutes	10^{-5}	

Tableau G-5 : Descriptions de séquence d'accidentProcédé : Préparation de la poudre (PP) de dioxyde d'uranium (UO₂); Unité : mélange des additifs;

Nœud : trémie du mélangeur (PPB2)

Accident (voir tableau G-1)	Description
PPB2-1A Criticité liée à une fuite d'UO ₂ au mélangeur	<p>La défaillance initiale est une fuite d'UO₂ au mélangeur qui mène à une masse suffisante pour causer un incident de criticité sur le plancher (cet événement n'est pas une petite fuite).</p> <p>Avant que l'UO₂ puisse être éliminé, un modérateur suffisant pour causer un incident de criticité est introduit.</p> <p>La durée de la masse critique d'UO₂ sur le plancher est estimée à une heure.</p>
PPB2-1B Rejet de rad. à la suite d'une fuite d'UO ₂ au mélangeur.	<p>La défaillance initiale est une fuite d'UO₂ au mélangeur qui mène à une masse insuffisante pour causer un incident de criticité sur le plancher ou une masse suffisante pour causer un incident de criticité, mais sans défaillance de modulation.</p> <p>Les conséquences sont radiologiques, et ne constituent pas un incident de criticité. Une enceinte ventilée devrait atténuer le rejet radiologique d'UO₂.</p> <p>Si l'enceinte ventilée fait défaillance pendant le nettoyage ou ne fonctionne pas, des conséquences non atténuées s'ensuivent.</p>
PPB2-1C	<p>Les événements de PPB2-1A se produisent en séquence inversée—la défaillance initiale est l'introduction d'eau sur le plancher sous le mélangeur.</p> <p>La durée de cette condition d'inondation est de huit heures. Pendant ce temps, il se produit une fuite de masse critique d'UO₂ au mélangeur sur le plancher. Un incident de criticité se produit.</p>
PPB2-2	<p>L'événement déclencheur est un incendie dans la salle du mélangeur. L'incendie n'est pas éteint rapidement et du UO₂ est relâché par l'équipement. La dose hors site est estimée à plus de 1 mSv (100 mrem).</p>

Tableau G-6 : Liste descriptive des contrôles de sûreté-criticitéProcédé : Préparation de la poudre (PP) de dioxyde d'uranium (UO₂); Unité : mélange des additifs;

Nœud : trémie du mélangeur (PPB2)

Identificateur de CSC	Paramètre de sûreté et limites	Description du CSC	Valeur maximale des autres paramètres	Mesures de gestion de la fiabilité	Cote d'assurance de la qualité
PPB2-C1	Masse hors trémie : zéro	Masse hors trémie : la conception de la trémie et de son orifice de sortie prévient les fuites d'UO ₂ , double joint d'étanchéité à l'orifice de sortie	Réflexion totale par l'eau, enrichissement 5 %	Contrôle des fuites d'UO ₂ à chaque quart	A
PPB2-C2	Modération : UO ₂ < 1,5 % en poids Eau externe dans zone : zéro	Modération UO ₂ : Deux échantillons de mesure pris par deux personnes avant le transfert à la trémie Eau externe : Attribué à l'exclusion de l'eau, à des doubles canalisations dans la salle, à des drains de sol, à l'intégrité de la toiture	Réflexion totale par l'eau, enrichissement 5 %	Drain, toiture et canalisations faisant l'objet d'une maintenance de cote sûreté	A

Nota.- En plus des CSC techniques, le tableau G-6 devrait inclure des descriptions des événements déclencheurs externes dont on se fit sur leur faible probabilité pour parvenir à un risque acceptable, en particulier les événements auxquels un indice de fréquence inférieur à (-4) est attribué. La description de ces événements déclencheurs devrait contenir de l'information à l'appui de la valeur de l'indice de fréquence choisi par le demandeur.

Glossaire

Les définitions des termes utilisés dans le présent document figurent dans le [REGDOC-3.6, *Glossaire de la CCSN*](#).

Le REGDOC-3.6 fournit des termes et des définitions utilisés dans la [Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires](#) (LSRN), ses règlements d'application et ainsi que les documents d'application de la réglementation et d'autres publications de la CCSN. Il est fourni à titre de référence et pour information.

D'autres termes spécialisés sont définis dans les références [48, 49, 50, 51].

Références

La CCSN pourrait inclure des références à des documents sur les pratiques exemplaires et les normes, comme celles publiées par le Groupe CSA. Avec la permission du Groupe CSA, qui en est l'éditeur, toutes les normes de la CSA associées au nucléaire peuvent être consultées gratuitement à partir de la page Web de la CCSN « [Comment obtenir un accès gratuit à l'ensemble des normes de la CSA associées au nucléaire](#) ».

1. Norme de sûreté de l'AIEA, *Safety of Nuclear Fuel Cycle Facilities Specific Safety Requirements*, AIEA SSR-4, Vienne (Autriche), 2017.
2. Norme de sûreté de l'AIEA, *Safety of Uranium Fuel Fabrication Facilities*, AIEA SSG-6, Vienne (Autriche), 2010.
3. Normes de sécurité de l'AIEA, n° GS-R-2, *Préparation et intervention en cas de situation d'urgence nucléaire ou radiologique*, AIEA, Vienne (Autriche), 2002.
4. Santé Canada, *Lignes directrices canadiennes sur les interventions en situation d'urgence nucléaire*, H46-2/03-326E, Ottawa (Canada), novembre 2003.
5. Groupe CSA, Norme N292.2-13 (confirmée en 2018), *Entreposage à sec provisoire du combustible irradié*.
6. Groupe CSA, Collection N292.1-F16, *Stockage en piscine du combustible irradié et autres matières radioactives*, 2016.
7. Organisation internationale de normalisation (ISO), *Nuclear energy—Fissile materials—Principles of criticality safety in storing, handling, and processing*, ISO 1709:1995(E) (confirmée en 2018).
8. ISO, *Nuclear energy – Performance and testing requirements for criticality detection and alarm systems*, ISO 7753:1987(E) (confirmée en 2018).
9. ISO, *Nuclear fuel technology - Administrative criteria related to nuclear criticality safety*, ISO 14943:2004(E) (confirmée en 2013).
10. Commission électrotechnique internationale (CEI), Norme 60860 de la CEI, *Instrumentation pour la radioprotection – Équipement de signalisation des accidents de criticité*, Genève, 2014.
11. American Society of Mechanical Engineers, ANSI/ASME NQA-1-2015, *Quality Assurance Requirements for Nuclear Facility Applications*, 2015.
12. Groupe CSA, Norme N286-F12, *Exigences relatives au système de gestion des installations nucléaires*, Association canadienne de normalisation, 2012.
13. H.K. Clark, *Subcritical Limits for ^{233}U Systems*, Nucl. Sci. Eng. 81, 379-395 (1982).
14. H.K. Clark, *Subcritical Limits for ^{235}U Systems*, Nucl. Sci. Eng. 81, 351-378 (1982).
15. H.K. Clark, *Subcritical Limits for Pu Systems*, Nucl. Sci. Eng. 79, 65-84 (1981).
16. H.C. Paxton, N.L. Pruvost, *Critical Dimensions of Systems Containing ^{235}U , ^{239}Pu and ^{233}U* , 1986 Revision, LA-10860-MS (publié en juillet 1987).
17. N.L. Pruvost, H.C. Paxton, éditeurs, *Nuclear Safety Guide*, LA-12808 (septembre 1996).

18. H.K. Clark, *Handbook of Nuclear Safety*, DP-532 (1961).
19. R.D. Carter, G.R. Keil, K.R. Ridgway, *Criticality Handbook*, ARH-600 (1973).
20. H.K. Clark, *Critical and Safe Masses and Dimensions of Lattices of U and UO₂ Rods in Water*, DP-1014, Savannah River Laboratory (1966).
21. McLaughlin, Thomas, LA-13638, *A Review of Criticality Accidents*, 2000 Revision, Los Alamos National Laboratory, Oak Ridge, TN, 2000.
22. J.P. Nichols, C.L. Schuske et D.W. Magnuson, *Use of Borosilicate-Glass Raschig Rings as a Neutron Absorber in Solutions of Fissile Material*, Y/CDC-8, juillet 1971.
23. M. Zieff et R. Speights, éditeurs, *Ultrapurity* (1972); Chapter 14, *Glass Containers for Ultrapure Solutions*, by P. B. Adams; p. 313-322.
24. ASTM International, *Standard Specification for Glasses in Laboratory Apparatus*, ASTM E 438-92 (2011).
25. N. Ketzlach, *Proposed Extension of Raschig Ring Standard to Low Enriched Uranium Fuels*, Nuclear Technology, 42, 65, 1979.
26. H.C. Paxton et G.R. Keepin, *The Technology of Nuclear Reactor Safety*, T.J. Thompson et J.G. Keckerley (rédacteur), Vol. 1, p. 244-252, MIT Press (1964).
27. Thomas, J.T., *Critical Three-Dimensional Arrays of U(93.2)-Metal Cylinders*, Nuclear Science and Engineering 52,350 (1973).
28. Kolar, O.C., Finn, H. et Pruvost, N.L., *Livermore Plutonium Array Program Experiments and Calculations*, Nuclear Technology 29,57 (1976).
29. Pruvost, Norman L. et Paxton, Hugh C., rédacteurs, *Nuclear Criticality Safety Guide*, LA-12808, Los Alamos National Laboratory, Oak Ridge, TN, septembre 1996.
30. Paxton, H.C., *Criticality Control in Operations with Fissile Material*, LA-3366, Rév. 1 (1972).
31. Thomas, J.T., *The Criticality of Cubic Arrays of Fissile Materials*, Y-CDC-10 (1971).
32. Lloyd, R.C. et Clayton, E.D., *The Criticality of High Burnup Plutonium*, Nuclear Science and Engineering 52, 73 (1973).
33. Thomas, J.T., *Uranium Metal Criticality*, Monte Carlo Calculations and Nuclear Criticality Safety, Y-CDC-7 (1970).
34. Thomas, J.T., *Double-Batching Cell Loadings in Storage Arrays*, Transactions of the American Nuclear Society 15, 807 (1972).
35. Stubbins, W.F., Barton, D.M. et Lonadier, F.D., *The Neutron-Production Cross Section of Pu in a Fast Spectrum*, Nuclear Science and Engineering 25, 377 (1966).
36. National Council on Radiation Protection and Measurements (NCRP) rapport n° 116, *Limitation of Exposure to Ionizing Radiation*, 1993.
37. Clayton, E.D. et coll., *Basis for Subcritical Limits in Proposed Criticality Safety Standard for Mixed Oxides*, Nucl. Tech. 35, 97, 111 (1977).

38. Clayton, E.D. et coll., *Basis for Extending Limits in ANSI Standard for Mixed Oxides to Heterogeneous System*, Nucl. Tech. (1986).
39. H.K. Clark, *Subcritical Limits for Special Fissile Actinides*, Nucl Technol. 48, 164 (1980).
40. Wright, R.Q., Jordan, C., et Westfall, R.M., “Critical Masses of Bare Metal Spheres Using SCALE/XSDRNPM”, *Trans.Am.Nucl.Soc.*, 4-8 juin 2000.
41. Normes de sécurité de l’AIEA, n° SSR-6 (Rev. 1), *Règlement de transport des matières radioactives, Édition de 2018*, Vienne (Autriche), 2018.
42. CCSN, RD-364 *Guide d’approbation des colis de transport du Type B(U) et des colis transportant des matières fissiles Canada—États-Unis*, mars 2009.
43. CCSN, REGDOC-2.14.1, *Information intégrée par renvoi dans le Règlement sur l’emballage et le transport des substances nucléaires (2015) du Canada*, Ottawa, Canada, 2016.
44. U.S. Nuclear Regulatory Commission, guides d’application de la réglementation 3.71, *Nuclear Criticality Safety Standards for Fuels and Material Facilities*, 1998
45. Nucl. Sci. Eng., 80, 230 (1982).
46. Crume, E. C., *Experiments to Determine Sensitivity of NMC Gamma Monitors to Distant Fission Bursts*, Y-DD-113, Oak Ridge Y-12 Plant (1974).
47. Hurst, G.S., Ritchie, R.S., et Emerson, R.L., *Accidental Radiation Excursion at the Oak Ridge Y-12 Plant, Part III, Determination of Doses*, Health Physics, 2, 121 (1959).
48. Glossaire de sûreté de l’AIEA, *Terminology Used in Nuclear Safety and Radiation Protection*, édition de 2007
49. W. Koelzer, *Glossary of Nuclear Terms*, mars 2008
50. H.C. Paxton, *Glossary of Nuclear Criticality Terms*, LA-11627-MS, Los Alamos National Laboratory, octobre 1989
51. U.S. NRC, *Full-Text Glossary*, disponible à <http://www.nrc.gov/reading-rm/basic-ref/glossary.html>

Séries de documents d'application de la réglementation de la CCSN

Les installations et activités du secteur nucléaire du Canada sont réglementées par la CCSN. En plus de la *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires* et de ses règlements d'application, il pourrait y avoir des exigences en matière de conformité à d'autres outils de réglementation, comme les documents d'application de la réglementation ou les normes.

Les documents d'application de la réglementation préparés par la CCSN sont classés en fonction des catégories et des séries suivantes :

1.0 Installations et activités réglementées

Séries	1.1	Installations dotées de réacteurs
	1.2	Installations de catégorie IB
	1.3	Mines et usines de concentration d'uranium
	1.4	Installations de catégorie II
	1.5	Homologation d'équipement réglementé
	1.6	Substances nucléaires et appareils à rayonnement

2.0 Domaines de sûreté et de réglementation

Séries	2.1	Système de gestion
	2.2	Gestion de la performance humaine
	2.3	Conduite de l'exploitation
	2.4	Analyse de la sûreté
	2.5	Conception matérielle
	2.6	Aptitude fonctionnelle
	2.7	Radioprotection
	2.8	Santé et sécurité classiques
	2.9	Protection de l'environnement
	2.10	Gestion des urgences et protection-incendie
	2.11	Gestion des déchets
	2.12	Sécurité
	2.13	Garanties et non-prolifération
	2.14	Emballage et transport

3.0 Autres domaines de réglementation

Séries	3.1	Exigences relatives à la production de rapports
	3.2	Mobilisation du public et des Autochtones
	3.3	Garanties financières
	3.4	Séances de la Commission
	3.5	Processus et pratiques de la CCSN
	3.6	Glossaire de la CCSN

Remarque : Les séries de documents d'application de la réglementation pourraient être modifiées périodiquement par la CCSN. Chaque série susmentionnée peut comprendre plusieurs documents d'application de la réglementation. Pour obtenir la plus récente [liste de documents d'application de la réglementation](#), veuillez consulter le site Web de la CCSN.