



Directives de sûreté en matière de criticité nucléaire

GD-327

Décembre 2010



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 [33].

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 ²³³U [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/U ^a ≤ 0,01; masse volumique de l'U ≤ 18,4 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; H/U ^a ≤ 0,4; masse volumique de l'U ≤ 8,21 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 réfléchie par l'eau.

7.0 Critères relatifs aux contrôles de sûreté en matière de criticité nucléaire dans les activités avec blindage et confinement

Certaines parties de la présente section sont tirées de la norme ANSI/ANS-8.10-1983 (rééditée en 2005), *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 en matière de 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 [37] 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* [5].

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 en matière de 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.

Par conséquent, on peut tolérer un moins grand conservatisme dans l'analyse de procédé. Cependant, la conception de l'installation et les opérations doivent être basées sur de bonnes pratiques d'ingénierie, qui exigent que la criticité ne se produise pas dans des conditions normales et des conditions anormales à une fréquence égale ou supérieure à 10^{-5} par année.

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

7.4.1 Opération à contingence unique

Le principe de la double contingence (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 :

1. **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.
2. **Contrôle de la concentration** : Maintien de la concentration prescrite de nucléide fissile dans une solution à un niveau sous-critique.
3. **Forme chimique** : Maintien de la concentration prescrite de nitrate (NO_3) ou de sulfate (SO_4) ou d'autres ions dans une solution de nucléides fissiles.

4. **Réflecteurs** : Maintien des conditions prescrites pour le réflecteur; par exemple, exclusion de la submersion par l'eau.
5. **Produits de fission** : Maintien de la concentration prescrite de produits de fission associés aux nucléides fissiles.
6. **Contrôle de la géométrie** : Maintien de la géométrie prescrite pour le matériel de procédé.
7. **Composition isotopique des matières fissiles** : Maintien des concentrations prescrites de matière fissile et non fissile.
8. **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 en matière de criticité nucléaire des activités comportant des matières fissiles hors réacteurs*, pour les installations blindées.

8.0 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 (rééditée en 2002), *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 en matière de 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 [38, 39] 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 liée à la 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 liée à la 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 en matière de 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 l'uranium ne contenant pas plus de 0,71 % en poids de (^{235}U plus ^{239}Pu).

8.4.2 Écarts 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.

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

Des limites de sous-criticité sont spécifiées dans la norme ANSI/ANS 8-12 en fonction de la teneur en PuO₂ dans les oxydes mixtes et de la teneur en ²⁴⁰Pu du plutonium. En appliquant ces limites, tout le ²³⁸Pu et le ²⁴²Pu 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 8-3 : 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 ²⁴⁰Pu > ²⁴¹Pu.

| 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.

9.0 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, *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 en matière de 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 en matière de 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 en matière de criticité sont regroupées dans les cinq sujets suivants :

1. Choix d'un absorbeur de neutrons soluble;
2. Conception et modification des systèmes;
3. Évaluations de la sûreté en matière de criticité;

4. Programme d'assurance de la qualité;
5. 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 en matière de criticité nucléaire

Les évaluations de la sûreté en matière de 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 en matière de 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 possible d'absorbeurs 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-1-2008, *Quality Assurance Requirements for Nuclear Facility Applications* [12], et N286-05 de la CSA, *Exigences relatives au système de gestion des centrales nucléaires* [13], 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'absorbeurs 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 absorbeurs 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 en matière de 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 absorbeurs 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 absorbeurs 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 en matière de 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.

10.0 Contrôle de la criticité nucléaire des nucléides d'actinides spéciaux

Certaines parties de la présente section sont tirées de la norme ANSI/ANS-8.15-1981 (rééditée en 2005), *Nuclear Criticality Control of Special Actinide Elements*, 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 en matière de 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 en matière de 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 en matière de 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 : $^{237}_{93}\text{Np}$, $^{238}_{94}\text{Pu}$, $^{240}_{94}\text{Pu}$, $^{241}_{94}\text{Pu}$, $^{242}_{94}\text{Pu}$, $^{241}_{95}\text{Am}$, $^{242\text{m}}_{95}\text{Am}$, $^{243}_{95}\text{Am}$, $^{243}_{96}\text{Cm}$, $^{244}_{96}\text{Cm}$, $^{245}_{96}\text{Cm}$, $^{247}_{96}\text{Cm}$, $^{249}_{98}\text{Cf}$ 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 liée à la 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 en matière de 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 et 10.4.2. D'autres limites relatives aux mélanges d'isotopes fissiles et non fissiles du même élément, sans exclure l'eau, sont traitées aux sections 10.5.1, 10.5.2, et 10.5.3.

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 Nucléides non fissiles

Les limites de masse appropriées figurant au tableau 10-1 sont applicables, en autant que l'effet des neutrons réfléchis par les unités fissiles se trouvant à proximité et par d'autres matériaux, ne dépasse pas l'effet du réflecteur auquel la limite correspond.

Les limites précisées au tableau 10-1 peuvent être appliquées à des mélanges de nucléides non fissiles, en autant que tous les nucléides soient traités comme étant des nucléides possédant la limite de masse la plus basse. Les spécifications du tableau 10-1 peuvent comprendre jusqu'à 5 % de nucléides fissiles, en autant qu'il n'y ait pas de modérateur.

10.4.2 Nucléides fissiles

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, y compris les autres matières fissiles se trouvant à proximité, puisse augmenter k_{eff} d'une valeur ne dépassant pas celle résultant de l'application d'une couche contiguë d'eau d'épaisseur illimitée.

Ces limites peuvent être appliquées aux mélanges de nucléides fissiles, en autant que la somme des rapports de la masse de chaque nucléide fissile à sa limite ne dépasse pas l'unité. Ces limites peuvent également s'appliquer lorsque des nucléides non fissiles accompagnent la matière fissile, en autant qu'il y ait un modérateur de neutrons aqueux. En l'absence de modération, les limites du tableau 10-1 s'appliquent.

10.5 Limites à paramètres multiples

Les activités comportant des masses de nucléides fissiles dépassant les limites indiquées au tableau 10-2 sont possibles. Dans ce cas, il peut être convenable de contrôler simultanément la concentration du nucléide fissile dans un mélange contenant des isotopes non fissiles et la masse de nucléide fissile, qui possède maintenant une limite de sous-criticité plus grande que dans les cas où on ne s'occupe pas de la concentration. Les limites accrues sont indiquées dans les sous-sections suivantes.

10.5.1 Mélanges isotopiques de plutonium

Dans les mélanges PuO₂-H₂O, 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 ²³⁸Pu;
2. La concentration isotopique du ²⁴¹Pu est inférieure à celle du ²⁴⁰Pu;
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.

La limite de masse du tableau 10-2 pour le ²³⁹Pu pur est applicable à la somme des masses de ²³⁹Pu et de ²⁴¹Pu dans un mélange isotopique, en autant que la concentration isotopique de ²⁴¹Pu est inférieure à celle du ²⁴⁰Pu.

10.5.2 Ajout de ²⁴¹AmO₂ au ^{242m}AmO₂

L'ajout de ²⁴¹Am au ^{242m}Am augmente les quantités admissibles de ^{242m}Am aux valeurs figurant au tableau 10-3. Tout le ²⁴³Am 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 ^{242m}Am, la limite du tableau 10-1 pour le ²⁴¹AmO₂ s'applique.

10.5.3 Ajout de ²⁴⁴CmO₂ au ²⁴⁵CmO₂

Les limites de masse sous-critique de ²⁴⁵Cm, lorsqu'il est mélangé à du ²⁴⁴Cm peuvent être obtenues grâce à l'expression linéaire suivante [40] :

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

où ²⁴⁴Cm/²⁴⁵Cm est le rapport atomique.

Plusieurs limites de sous-criticité pour les mélanges CmO₂-H₂O, basées sur cette formule [40] sont présentées au tableau 10-4 pour des concentrations de ²⁴⁵Cm aussi faibles que 1,25 % en poids. Tout le ²⁴³Cm ou le ²⁴⁷Cm présent doit être converti en ²⁴⁵Cm équivalent, en supposant que 3 g de ²⁴³Cm ou 30 g de ²⁴⁷Cm est équivalent à 1 g de ²⁴⁵Cm.

Tableau 10-1 : Limites de masse sous-critique pour les nucléides d’actinides non fissiles [ANSI/ANS 8-15]

| Nucléide | Forme chimique | Limite de nucléide ^a avec un réflecteur constitué : | |
|-------------------|--------------------------------|--|---------------------------|
| | | d’eau ^b (kg) | d’acier ^c (kg) |
| ²³⁷ Np | Np | 30 | 20 |
| | NpO ₂ | 140 | 90 |
| ²³⁸ Pu | Pu | 4 | 3 |
| | PuO ₂ | 11 | 7 |
| ²⁴⁰ Pu | Pu | 20 | 15 |
| | PuO ₂ | 70 | 45 |
| ²⁴² Pu | Pu | 60 | 40 |
| ²⁴¹ Am | Am | 24 | 16 |
| | AmO ₂ | 40 | 32 |
| ²⁴³ Am | Am | 35 | 25 |
| | Am ₂ O ₃ | 50 | 37 |
| | AmO ₂ | 60 | 45 |
| ²⁴⁴ Cm | Cm | 5 | 3 |
| | Cm ₂ O ₃ | 7 | 5 |
| | CmO ₂ | 7 | 5 |

^a Les références [40] et [41] servent de fondement pour les limites de masse sous-critique.

^b Les limites de masse pour les réflecteurs d’eau peuvent également s’appliquer aux combinaisons d’acier et d’eau (acier entouré d’eau) pour une épaisseur d’acier ≤ 1 cm.

^c L’épaisseur du réflecteur en acier est de 20 cm; c.-à-d. d’une épaisseur infinie, aux fins des calculs.

Tableau 10-2 : Limites de masse sous-critique pour les nucléides d’actinides fissiles réfléchis par l’eau [ANSI/ANS 8-15]

| Nucléide | Limite de masse ^a (g) |
|--------------------|----------------------------------|
| ²³⁹ Pu | 450 |
| ²⁴¹ Pu | 200 |
| ^{242m} Am | 13 |
| ²⁴³ Cm | 90 |
| ²⁴⁵ Cm | 30 |
| ²⁴⁷ Cm | 900 |
| ²⁴⁹ Cf | 10 |
| ²⁵¹ Cf | 5 |

^a La section 2 et la référence [40] servent de fondement pour les limites de masse sous-critique. La section 2 donne la valeur pour le ²³⁹Pu; les autres valeurs sont tirées de la référence [40].

Tableau 10-3 : 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 [40] fournit ces données.

Tableau 10-4 : 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 |

11.0 Critères de sûreté en matière de 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, *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, il faut se reporter au *Règlement sur l'emballage et le transport des substances nucléaires*, au *Règlement de transport des matières radioactives* (TS-R-1) [42] de la Collection Normes de sûreté de l'AIEA, au document consultatif connexe, intitulé *Advisory Material for the IAEA Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material* (TS-G-1.1)[43], et au document d'application de la réglementation RD-364 *Guide d'approbation des colis de transport du Type B(U) et des colis transportant des matières fissiles Canada-États-Unis* [44].

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. 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 en matière de criticité nucléaire des activités comportant des matières fissiles hors réacteurs*, présente des critères généraux en matière d'assurance de la sûreté liée à la 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.

11.3 Critères de sûreté généraux

Les pratiques administratives et techniques générales sont décrites à la section 2. 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 en matière de 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 en matière de 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 spécifiées 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.

