



Projet de  
Norme  
d'application de la  
réglementation

S-308

# **Analyse de sûreté pour les réacteurs de faible puissance**

Publié pour commentaires du public  
Septembre 2006

## GENRES DE DOCUMENTS D'APPLICATION DE LA RÉGLEMENTATION

Les documents d'application de la réglementation appuient le cadre de réglementation de la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN). Ils précisent les attentes formulées en termes généraux dans la *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires* et ses règlements d'application et, de ce fait constituent l'un des principaux outils de gestion sur lesquels la CCSN s'appuie pour s'acquitter de ses obligations en vertu de la loi.

Les *politiques, normes et guides d'application de la réglementation* sont les documents réglementaires que la CCSN publie le plus souvent. Les politiques réglementaires ont un caractère plus général; elles orientent les normes et les guides réglementaires qui servent d'instruments d'intervention. Au besoin, lorsqu'une question doit être portée rapidement à l'attention de parties intéressées, la CCSN fait appel à un quatrième type de document d'élaboration plus rapide, l'*avis d'application de la réglementation*.

**Politique d'application de la réglementation (P) :** la politique d'application de la réglementation décrit la philosophie, les principes ou les facteurs fondamentaux qui encadrent les activités de réglementation associées à un sujet ou à un domaine particulier. Elle explique pourquoi une activité de réglementation est justifiée et, par conséquent, elle apporte plus d'uniformité à l'interprétation des exigences réglementaires.

**Norme d'application de la réglementation (S) :** la norme d'application de la réglementation précise les attentes de la CCSN à l'égard du titulaire de permis, et devient une exigence légale lorsqu'elle est mentionnée par renvoi dans un permis ou un autre instrument contraignant. La norme réglementaire explique en détail les résultats auxquels la CCSN s'attend de la part des titulaires de permis.

**Guide d'application de la réglementation (G) :** le guide d'application de la réglementation explique au titulaire de permis la façon dont il doit satisfaire aux exigences et attentes de la CCSN, et lui propose une approche à l'égard des aspects de ces exigences et attentes qui s'appliquent à ses activités autorisées.

**Avis d'application de la réglementation (N) :** L'avis d'application de la réglementation avise les titulaires de permis et autres parties intéressées des questions importantes qui nécessitent une intervention prompte.

Projet de Norme  
d'application de la réglementation

S-308

**ANALYSE DE SÛRETÉ POUR LES RÉACTEURS DE FAIBLE  
PUISSANCE**

Septembre 2006

**Au sujet de ce document**

La présente norme décrit les exigences relatives au contenu et à la réalisation de l'analyse de sûreté, y compris le choix des événements à analyser, les critères d'acceptation, les méthodes d'analyse de sûreté, la documentation et l'examen de l'analyse de sûreté pour les réacteurs à fission qui ne sont pas des réacteurs de puissance. Elle s'applique aux réacteurs destinés à la recherche, aux essais ou à la production d'isotopes, y compris les réacteurs de types NRU, MNR, ZED-2, SLOWPOKE, MAPLE et l'assemblage nucléaire sous-critique de l'École Polytechnique.

**Commentaires**

La CCSN invite les personnes intéressées à participer au projet de Norme en présentant par écrit leurs commentaires au sujet du contenu et de l'utilité possible du document. Elles doivent le faire d'ici le 15 novembre 2006 et envoyer leurs commentaires à l'adresse électronique ou à l'adresse postale fournies ci-dessous; elles doivent mentionner qu'il s'agit du dossier no 1-8-8-308.

La CCSN tiendra compte des commentaires reçus lorsqu'elle révisera la norme. Tous les commentaires soumis, y compris les noms et les affiliations, peuvent être rendus public.

**Disponibilité du document**

On peut consulter la norme sur le site web de la CCSN à [www.suretenucleaire.gc.ca](http://www.suretenucleaire.gc.ca). Pour obtenir un exemplaire du document en anglais ou en français, veuillez communiquer avec :

Adjointe administrative—Division des normes réglementaires et de la recherche  
Direction de la gestion de sûreté et des normes réglementaires  
Commission canadienne de sûreté nucléaire  
C.P. 1046, Succursale B  
280, rue Slater  
Ottawa, Ontario, CANADA, K1P 5S9

Téléphone : 613-947-3981 ou 1-800-668-5284 (Canada seulement)  
Télécopieur : 613-995-5086  
Courriel : [consultation@cnscccsn.gc.ca](mailto:consultation@cnscccsn.gc.ca)

Projet de Norme  
d'application de la réglementation

S-308

**ANALYSE DE SÛRETÉ POUR LES RÉACTEURS DE FAIBLE  
PUISSANCE**

Publié pour commentaires du public par la  
Commission canadienne de sûreté nucléaire  
Septembre 2006

## TABLE DE MATIÈRES

<b>1.0</b>	<b>OBJET .....</b>	<b>1</b>
<b>2.0</b>	<b>PORTÉE.....</b>	<b>1</b>
<b>3.0</b>	<b>LÉGISLATION ET RÉGLEMENTATION PERTINENTES .....</b>	<b>1</b>
<b>4.0</b>	<b>CONTEXTE.....</b>	<b>2</b>
<b>5.0</b>	<b>OBJECTIFS DE L'ANALYSE DE SÛRETÉ.....</b>	<b>3</b>
<b>6.0</b>	<b>EXIGENCES DE L'ANALYSE DE SÛRETÉ.....</b>	<b>3</b>
6.1	Responsabilité.....	3
6.2	Événements à analyser.....	4
6.2.1	Identification des événements.....	4
6.2.2	Portée des événements à analyser.....	4
6.2.3	Catégorisation des événements.....	5
6.3	Critères d'acceptation.....	5
6.3.1	Exploitation normale.....	5
6.3.2	Incidents de fonctionnement prévus (IFP) et accidents de référence (ADR).....	6
6.3.3	Accidents hors dimensionnement (AHD).....	6
6.3.4	Application des exigences de sûreté aux IFP et aux ADR.....	6
6.4	Méthodes d'analyse de sûreté et hypothèses.....	6
6.4.1	Généralités.....	6
6.4.2	Méthode d'analyse.....	7
6.4.3	Hypothèses d'analyse.....	7
6.4.4	Codes informatiques de calcul.....	8
6.5	Documents de l'analyse de sûreté.....	8
6.6	Examen et mise à jour de l'analyse de sûreté.....	9
6.6.1	Examen des résultats de l'analyse de sûreté.....	9
6.6.2	Mise à jour de l'analyse de sûreté.....	10
6.7	Qualité de l'analyse de sûreté.....	10
	<b>GLOSSAIRE.....</b>	<b>12</b>
	<b>DOCUMENTS CONNEXES.....</b>	<b>15</b>
	<b>ANNEXE A – Critères d'acceptation.....</b>	<b>17</b>
A.1	Exigences relatives à la sûreté.....	17



# ANALYSE DE SÛRETÉ POUR LES RÉACTEURS DE FAIBLE PUISSANCE

## 1.0 OBJET

Lorsqu'elle est intégrée à un permis ou à tout autre instrument ayant force de loi, la norme a pour but d'assurer que, durant la préparation du site, la construction, l'exploitation ou le déclassement d'un réacteur à fission de faible puissance, des analyses de sûreté adéquates sont exécutées par le titulaire de permis ou en son nom conformément aux exigences réglementaires, en application de la Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires (LSRN).

## 2.0 PORTÉE

Cette norme établit les exigences relatives au contenu et à la réalisation de l'analyse de sûreté, y compris le choix des événements à analyser, les critères d'acceptation, les méthodes d'analyse de sûreté, la documentation et l'examen des analyses de sûreté.

La norme s'applique aux réacteurs consacrés avant tout à la recherche, et à des tests nucléaires ou à la production d'isotopes, y compris les réacteurs de types NRU, MNR, ZED-2, SLOWPOKE, MAPLE et à l'assemblage nucléaire non divergent de l'École Polytechnique.

## 3.0 LÉGISLATION ET RÉGLEMENTATION PERTINENTES

Les dispositions de la LSRN et les règlements qui s'appliquent à cette norme sont les suivants:

1. Selon le paragraphe 24(4) de la LSRN, la Commission ne peut délivrer, renouveler, modifier ou remplacer un permis que si elle est d'avis que l'auteur de la demande, à la fois : a) est compétent pour exercer les activités visées par le permis; b) prendra, dans le cadre de ces activités, les mesures voulues pour préserver la santé et la sécurité des personnes, protéger l'environnement, maintenir la sécurité nationale et respecter les obligations internationales que le Canada a assumées.
2. Selon le paragraphe 24(5) de la LSRN, les permis délivrés par la CCSN peuvent être assortis des conditions que la Commission estime nécessaires à l'application de la LSRN.
3. Selon l'alinéa 3(1)i) du *Règlement général sur la sûreté et la réglementation nucléaires*, toute demande de permis doit comprendre une description et les résultats des épreuves, analyses ou calculs effectués pour corroborer les renseignements compris dans la demande.

4. Selon l'alinéa 5f) du *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I*, toute demande de permis pour construire une installation nucléaire de catégorie I doit comprendre un rapport préliminaire d'analyse de la sûreté démontrant que la conception de l'installation nucléaire est adéquate.
5. Selon l'alinéa 5i) du *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I*, toute demande de permis pour construire une installation nucléaire de catégorie I doit comprendre des renseignements sur 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, de même que les mesures qui seront prises pour éviter ou atténuer ces effets.
6. Selon l'alinéa 6c) du *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I*, toute demande de permis pour exploiter une installation nucléaire de catégorie I doit comporter un rapport final d'analyse de la sûreté démontrant que la conception de l'installation nucléaire est adéquate.
7. Selon l'alinéa 6h) du *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I*, toute demande de permis pour exploiter une installation nucléaire de catégorie I doit comprendre des renseignements sur 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, de même que les mesures qui seront prises pour éviter ou atténuer ces effets.
8. Selon l'alinéa 7f) du *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I*, toute demande de permis pour déclasser une installation nucléaire de catégorie I doit comprendre des renseignements sur les effets que les travaux de déclassement peuvent avoir sur l'environnement ainsi que sur la santé et la sécurité des personnes, de même que les mesures qui seront prises pour éviter ou atténuer ces effets.

#### 4.0 CONTEXTE

Les réacteurs de faible puissance autorisés par la CCSN sont très divers sur le plan de la conception et de la gamme des niveaux de puissance d'exploitation. Ils servent à des fins très diverses, de la simple irradiation de matières cibles pour l'analyse d'activation neutronique jusqu'à des expériences complexes comportant des essais d'irradiation de combustibles et de matériaux.

Pour obtenir la licence pour un concept spécifique d'installation, les demandeurs de permis peuvent faire appel à l'approche échelonnée présentée dans le document de l'AIEA intitulé *Safety Requirements of Research Reactors (DS 272)* lors de l'analyse de sûreté. Cette approche graduée et basée sur la connaissance du risque et suppose que les exigences en matière d'analyse de sûreté soient proportionnelles au risque associé à l'installation. Le titulaire de permis peut y recourir pour préciser la portée, l'ampleur et le niveau de détails de l'analyse de sûreté. De plus, cette démarche facilite le processus d'examen réglementaire en réduisant toute contrainte inutile pour le titulaire de permis.

L'analyse de sûreté comporte habituellement des analyses déterministes et probabilistes à l'appui du choix de l'emplacement, de la conception, de la mise en service, de l'exploitation, de la remise à neuf ou du déclassement d'une installation nucléaire. La présente norme porte sur l'analyse déterministe de la sûreté (appelée ci-après analyse de sûreté) utilisée pour l'évaluation des conséquences d'un événement.

## **5.0 OBJECTIFS DE L'ANALYSE DE SÛRETÉ**

Les objectifs de l'analyse de sûreté sont de:

1. Confirmer que la conception d'une installation nucléaire est conforme aux exigences de conception et de sûreté;
2. Calculer ou confirmer les limites opérationnelles et les conditions d'exploitation qui sont conformes aux exigences de conception et de sûreté de l'installation;
3. Faciliter l'établissement et la validation des procédures et lignes directrices de gestion des accidents;
4. Aider à démontrer que les objectifs de sûreté susceptibles d'être établis pour limiter les risques pour la sûreté posés par l'installation nucléaire sont respectés;
5. Confirmer que les modifications apportées à l'installation n'affectent pas négativement la sûreté.

La norme précise les exigences de haut niveau concernant la réalisation et la présentation d'une analyse de sûreté conformément aux meilleures pratiques nationales et internationales.

Les résultats de l'analyse de sûreté servent à préciser les limites et conditions d'exploitation (LCE) et à fournir des données pour le programme de mise en service, les procédures d'exploitation, les inspections et essais périodiques, l'entretien, les procédures d'exploitation d'urgence et le plan de gestion des accidents de l'installation.

## **6.0 EXIGENCES DE L'ANALYSE DE SÛRETÉ**

### **6.1 Responsabilité**

Le titulaire de permis est responsable de la conformité de l'analyse de sûreté à toutes les exigences réglementaires. Pour ce faire, il doit :

1. Maintenir la capacité nécessaire pour réaliser ou faire réaliser l'analyse de sûreté;
2. Établir un processus formel pour évaluer et mettre à jour l'analyse de sûreté, en tenant compte des répercussions des modifications techniques, de l'expérience d'exploitation, des résultats de la recherche et des questions de sûreté;
3. Établir et appliquer un processus documenté d'assurance de la qualité (AQ) pour la réalisation de l'analyse de sûreté.

## 6.2 Événements à analyser

### 6.2.1 Identification des événements

Le titulaire de permis doit, à l'aide d'un processus systématique et exhaustif, identifier les événements déclencheurs (incidents de criticité compris), les séquences et les combinaisons d'événements qui pourraient affecter la sûreté ou le contrôle de l'installation. Ce processus doit reposer sur les exigences et lignes directrices réglementaires, les antécédents en matière d'autorisation, l'expérience d'exploitation, le jugement technique, les résultats des analyses déterministes et probabilistes et un examen systématique de la conception.

L'identification des événements doit tenir compte de la totalité des états d'exploitation, configurations et utilisations de l'installation. L'interaction entre le réacteur et les dispositifs expérimentaux, y compris les procédures, mesures de contrôle et dispositions administratives touchant ces dispositifs doivent être prises en compte. Les matériaux autorisés dans les expériences exécutées dans le cœur du réacteur ou à proximité, ainsi que les matériaux ne devant être utilisés que sous des conditions supplémentaires de sûreté doivent être modifiée identifiés.

Au cours du processus de conception et d'analyse, la liste des événements identifiés doit être revue pour s'assurer qu'elle est complète. Par la suite, toute modification technique ou tout nouvelle conception d'expériences doit être examiné, et la liste des événements identifiés doit être modifiée si nécessaire.

En plus des événements qui affectent les fonctions de sûreté ou de commande du réacteur, le titulaire doit mener l'analyse de sûreté des conditions normales d'exploitation de l'installation.

### 6.2.2 Portée des événements à analyser

La liste des événements à établir pour l'analyse de sûreté doit comprendre tous les facteurs crédibles :

1. Défaillances ou anomalies de fonctionnement des composantes et des systèmes;
2. Erreurs des opérateurs;
3. Événements interne de cause commune et événements d'origine externe.

La fonction principale de sûreté protégeant le cœur du réacteur d'une défaillance des dispositifs ou échantillons expérimentaux doit être identifiée, et les événements déclencheurs qui peuvent affecter cette fonction de sûreté, ainsi que toute séquence d'événements doivent être établis.

Une fréquence de coupure sera choisie de manière à ce que les événements dont la fréquence est inférieure à cette limite ne contribueront que de façon négligeable au risque. Le fait de ne plus tenir compte de tels événements dans l'analyse doit être justifié et les motifs doivent être documentés.

### 6.2.3 Catégorisation des événements

Les événements identifiés doivent être classés selon les résultats des études probabilistes et du jugement technique, dans l'une des trois catégories suivantes :

1. ***Incidents de fonctionnement prévus (IFP)*** — Ils englobent tous les événements dont la fréquence est égale ou supérieure à  $10^{-2}$  par année-réacteur.
2. ***Accidents de référence (ADR)*** — Ils englobent tous les événements dont la fréquence est égale ou plus élevée que  $10^{-6}$  par année-réacteur, mais inférieure à  $10^{-2}$  par année-réacteur. Cette catégorie recouvre également tous les événements de référence utilisés pour concevoir le système de sûreté du réacteur, même si les fréquences estimées sont inférieures à  $10^{-6}$  année-réacteur.
3. ***Accidents hors dimensionnement (ADH)*** — Ils englobent tous les événements dont la fréquence est inférieure à  $10^{-6}$  par année-réacteur.

Les événements dont la fréquence est intermédiaire entre deux catégories ou dont la fréquence estimée est très incertaine seront placés dans une catégorie de fréquence plus élevée.

On classera également dans l'une des trois catégories susmentionnées, les événements plausibles de cause commune.

## 6.3 Critères d'acceptation

### 6.3.1 Exploitation normale

L'analyse de l'exploitation normale de l'installation doit permettre d'établir :

1. Que les valeurs des paramètres de l'installation ne dépassent pas les limites et conditions d'exploitation (LCE);
2. Que les doses radiologiques reçues par les travailleurs et les membres du public se situent dans les limites prescrites dans le *Règlement sur la radioprotection*;
3. Que les rejets de matières radioactives dans l'environnement se situent dans les limites admissibles.

### **6.3.2 Incidents de fonctionnement prévus (IFP) et accidents de référence (ADR)**

L'analyse des IFP et des ADR doit permettre d'établir :

1. Au minimum, que les exigences de sûreté applicables précisées au tableau A.1 de l'annexe A sont respectées;
2. Dans le cas des événements dont le déclencheur suppose une défaillance du combustible ou du site du combustible, que les doses radiologiques reçues par les travailleurs et les membres du public se situent en deçà de la dose maximale.

### **6.3.3 Accidents hors dimensionnement (AHD)**

L'analyse des AHD doit permettre d'établir :

1. Que la conception de l'installation permet de respecter les objectifs de sûreté établis;
2. Que le programme de gestion des accidents et les dispositions techniques en place pour répondre aux besoins en matière de gestion des accidents sont efficaces.

### **6.3.4 Application des exigences de sûreté aux IFP et aux ADR**

Le tableau A.1 de l'annexe A précise les exigences de base de sûreté pour les IFP et les ADR. Des exigences supplémentaires peuvent être appliquées pour rendre compte des événements résultant de la conception particulière de l'installation ou des expériences.

Pour établir si les exigences de sûreté qualitatives sont satisfaites, avant de mener l'analyse, les critères d'acceptation spécifiques à chaque événement analyse devront être précisés. Ces critères doivent être justifiés et confirmés par des données expérimentales.

Les résultats de l'analyse de sûreté doivent respecter les critères d'acceptation appropriés avec des marges suffisantes pour tenir compte des incertitudes liées à l'analyse.

L'analyse doit être réalisée pour l'événement pour lesquels il est le plus difficile de satisfaire aux critères d'acceptation, c.-à-d. l'événement le plus limitatif d'une catégorie d'événements.

## **6.4 Méthodes d'analyse de sûreté et hypothèses**

### **6.4.1 Généralités**

L'analyse sera d'un niveau de confiance propre à démontrer la conformité aux critères d'acceptation.

Pour atteindre le niveau de confiance approprié, l'analyse de sûreté doit :

1. Être réalisée conformément à un processus d'AQ approuvé;

2. Être réalisée par des analystes qualifiés;
3. Suivre une méthode d'analyse systématique;
4. Utiliser des modèles et programmes informatiques vérifiés et validés;
5. Utiliser des hypothèses justifiées;
6. Tenir compte des incertitudes dans les modèles et les données d'entrée;
7. Intégrer un niveau de conservatisme en mesure avec le niveau de connaissance de l'événement simulé;
8. Faire l'objet d'un examen indépendant ou par des pairs.

#### **6.4.2 Méthode d'analyse**

La méthode d'analyse doit comporter :

1. L'identification des scénarios à analyser requis pour atteindre les objectifs de l'analyse, y compris les analyses de sensibilité;
2. L'identification des critères et des limites d'acceptation applicables;
3. La collecte de l'information décrivant l'installation analysée et ses états admissibles;
4. La définition des hypothèses touchant l'état de fonctionnement, la disponibilité et la performance des systèmes de l'installation et les actions des opérateurs;
5. L'identification des phénomènes importants des transitoires d'accident analysés;
6. Le choix des méthodes de calcul ou des programmes informatiques, modèles et formules empiriques validés pour les applications envisagées;
7. L'identification des incertitudes les plus importantes sur la performance du système, les mesures opérationnelles et à la modélisation de l'installation et des accidents;
8. La préparation des données d'entrée pour l'analyse;
9. La réalisation des calculs, analyses de sensibilité comprises, afin de prévoir les transitoires d'événements, depuis l'état de régime permanent initial jusqu'à l'état final prédéfini;
10. La vérification de la cohérence physique et logique des résultats des calculs;
11. Le traitement et la documentation des résultats des calculs pour démontrer la conformité aux critères d'acceptation.

#### **6.4.3 Hypothèses d'analyse**

L'analyse de sûreté doit reposer sur des renseignements complets et précis concernant la conception et l'exploitation de l'installation, et être appuyée par des données expérimentales. On doit préciser et justifier les hypothèses établies pour simplifier l'analyse, ainsi que celles concernant la disponibilité et la performance des systèmes et des opérateurs.

L'analyse de sûreté doit :

1. Intégrer aux hypothèses d'analyse des marges suffisantes pour compenser les incertitudes associées à la performance du système, aux mesures opérationnelles et à la modélisation de l'installation et des accidents;
2. Appliquer le critère de défaillance unique pour tous les systèmes de sûreté et leurs systèmes annexes;
3. Utiliser la performance minimale admissible des systèmes de sûreté et de leurs systèmes annexes;
4. Tenir compte des défaillances consécutives pouvant survenir par suite de l'événement déclencheur;
5. Créditer l'action des systèmes uniquement s'ils sont qualifiés pour les conditions d'accident ou si leurs actions peuvent affecter négativement les conséquences de l'accident analysé;
6. Tenir compte des effets du vieillissement des composants, des systèmes et des structures;
7. Tenir compte de la possibilité que l'équipement soit retiré du service en vue de l'entretien; et
8. Créditer les actions de l'opérateur uniquement :
  - a) S'il existe des indications claires de la nécessité de ces actions,
  - b) S'il existe des procédures et une formation des opérateurs adéquates pour ces actions,
  - c) S'il y a suffisamment de temps pour effectuer les actions créditées, et
  - d) Si les conditions environnementales n'interdisent pas ces actions.

#### **6.4.4 Codes informatiques de calcul**

Les codes informatiques utilisés dans l'analyse de sûreté doivent être développés, validés et utilisés conformément à un plan d'Assurance Qualité satisfaisant à la norme N286.7 de l'Association canadienne de normalisation (CSA). Le document réglementaire G-149 de la CCSN donne des indications sur les conditions devant être satisfaites par les codes de calcul.

### **6.5 Documents de l'analyse de sûreté**

Les documents d'analyse de sûreté doivent être complets, capables de soutenir un examen approfondi, être cohérents et dépourvus de la moindre ambiguïté. Les documents doivent être suffisamment détaillés pour qu'un spécialiste qualifié puisse la comprendre sans avoir à s'adresser à l'auteur. Une nomenclature cohérente doit être utilisée dans tout le document. Le document doit comporter :

1. Un aperçu du modèle d'évaluation comportant une description de toutes les parties du modèle d'évaluation, leurs relations et l'endroit où ils apparaissent dans la documentation;
2. Une description du scénario d'événements analysé, notamment :
  - a) Les conditions initiales de l'installation,
  - b) L'événement déclencheur et tous les événements subséquents, ainsi que les phases de l'événement analysé,
  - c) Les phénomènes physiques, les interactions entre les systèmes et les composantes, y compris l'interaction homme-machine, influant sur le résultat de l'événement.
3. Une description du code sélectionnée et son évaluation comprenant :
  - a) Les modèles du code,
  - b) Une description des tests analytiques et expérimentaux,
  - c) La raison pour laquelle chaque test a été choisi,
  - d) Les critères de succès,
  - e) Les diagrammes de l'installation d'essai indiquant l'emplacement des instruments utilisés dans l'expérimentation, et
  - f) Toutes les options du code utilisées dans les calculs.
4. La détermination de l'incertitude des codes pour un exemple de calcul d'événement.

## **6.6 Examen et mise à jour de l'analyse de sûreté**

### **6.6.1 Examen des résultats de l'analyse de sûreté**

Le demandeur de permis doit mener un examen systématique des résultats de l'analyse de sûreté pour s'assurer qu'ils sont corrects et respectent l'objectif initial de l'analyse. Les résultats doivent être évalués par rapport aux exigences et aux données expérimentales applicables, en comparant avec des calculs semblables et des analyses de sensibilité et selon le jugement des experts.

Le demandeur de permis doit examiner les résultats de l'analyse à l'aide d'au moins une des techniques suivantes, selon les objectifs de l'analyse :

1. Un examen par le supérieur hiérarchique;
2. Un examen par des pairs;
3. Un examen indépendant par des personnes qualifiées;
4. Des calculs indépendants à l'aide d'autres outils et méthodes dans la mesure du possible.

## **6.6.2 Mise à jour de l'analyse de sûreté**

### **6.6.2.1 Mise à jour périodique**

L'analyse de sûreté doit être mise à jour dans les cinq ans suivant la date où elle a été réalisée, sauf sur autorisation écrite de la Commission ou d'une personne autorisée par celle-ci.

La mise à jour de l'analyse de sûreté doit tenir compte des éléments suivants :

1. De l'information et des méthodes les plus pertinentes et les plus à jour, notamment l'expérience acquise et les leçons tirées des situations, événements et problèmes ou autres renseignements conformément à la présente norme;
2. Des modifications significatives de la configuration, de l'état de l'installation (notamment les effets du vieillissement) et des paramètres et procédures d'exploitation de l'installation;
3. Des résultats de la recherche; et
4. Des progrès dans la connaissance et la compréhension des phénomènes physiques.

### **6.6.2.2 Mise à jour non planifiée**

En plus des mises à jour périodiques, l'analyse de sûreté doit être mise à jour s'il est découvert des renseignements pouvant révéler un risque pour la santé ou la sûreté des personnes, la sécurité, ou l'environnement et qui soit de nature différent, de probabilité plus grande ou d'effet plus important que ce qui était décrit dans les documents soumis précédemment à la Commission. Ces renseignements, incluant :

1. Des modifications techniques majeures ou une remise en état, ou les deux;
2. Des modifications découlant de nouvelles expériences; et
3. L'apparition d'un événement non envisagé dans l'analyse de sûreté.

## **6.7 Qualité de l'analyse de sûreté**

L'analyse de sûreté doit satisfaire à un programme complet d'assurance de la qualité appliqué à toutes les activités ayant une incidence sur la qualité des résultats. Le programme d'AQ doit préciser les normes appliquées.

Le programme d'AQ doit comprendre des procédures et instructions pour l'ensemble du processus d'analyse de sûreté, notamment, sans que cela soit limitatif :

1. La collecte et la vérification des données de l'installation;
2. La vérification des données d'entrée des codes de calcul informatiques;
3. La validation des modèles de l'installation et des modèles analytiques;

4. L'évaluation des résultats des simulations;
5. La documentation des résultats de l'analyse.

## GLOSSAIRE

### **Accident**

Tout événement imprévu, y compris les erreurs d'exploitation, les défaillances de l'équipement ou d'autres incidents, dont les conséquences réelles ou potentielles ne sont pas négligeables du point de vue de la protection ou de la sûreté. (accident)

### **Accident de référence (ADR)**

Conditions d'accident qu'une installation est conçue pour tolérer selon les critères techniques établis et pour lesquelles les dommages causés au combustible et les rejets de matières radioactives demeurent dans les limites autorisées. (design basis accident, DBA)

### **Accident hors dimensionnement (AHD)**

Conditions d'accident plus rares et plus graves que celles associées aux accidents de référence utilisés pour la conception. Un tel accident peut entraîner, ou non, la détérioration du cœur du réacteur. (beyond design basis accident, BDBA)

### **Analyse de sensibilité**

Examen quantitatif de la variabilité du comportement d'un système selon les modifications, habituellement exprimé sous forme de valeurs de certains paramètres. (sensitivity analysis)

### **Analyse de sûreté déterministe**

Analyse des réactions de l'installation à un événement, réalisée d'après des règles et des hypothèses préétablies (p. ex. celles touchant l'état opérationnel initial de l'installation, la disponibilité et la performance des systèmes de l'installation et les actions de l'opérateur). L'analyse déterministe peut reposer sur une méthode prudente ou une méthode fondée sur les hypothèses les plus probables. (deterministic safety analysis)

### **Base de référence**

Gamme complète des conditions qu'une installation est conçue pour tolérer selon les critères techniques établis et pour lesquelles les dommages causés au combustible et les rejets de matières radioactives demeurent dans les limites autorisées. (design basis).

### **Catégorie d'événement**

Groupe d'événements caractérisés par une cause identique ou semblable, et par la similitude des phénomènes les régissant. (event category)

### **Cause commune**

Cause d'une défaillance simultanée de deux ou plusieurs structures, systèmes ou composantes, par exemple phénomènes naturels (séismes, tornades, inondations, etc.), défauts de conception ou de fabrication, erreurs d'exploitation et d'entretien, destructions d'origine humaine. (common cause)

**Centrale nucléaire**

Toute installation de réacteur à fission ayant été construite pour produire de l'électricité à l'échelle commerciale. Une centrale nucléaire est une installation nucléaire de catégorie IA, telle que définie au *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I*. (nuclear power plant)

**Critères d'acceptation**

Points spécifiés concernant la valeur d'un indicateur fonctionnel ou d'un indicateur d'état permettant de mesurer la capacité d'un système, d'une structure ou d'une composante de remplir sa fonction. (acceptance criteria)

**Critère de défaillance unique**

Critère utilisé pour établir si un système peut remplir sa fonction en présence d'une défaillance unique. (single failure criterion)

**Défaillance unique**

Défaillance aléatoire entraînant la perte de capacité d'une composante de remplir sa fonction de sûreté prévue. Les défaillances consécutives résultant d'un événement aléatoire unique sont considérées comme faisant partie d'une défaillance unique. La défaillance des composantes passives peut être exclue, pourvu qu'on puisse établir qu'elles sont conçues, fabriquées, installées, entretenues et inspectées en fonction d'une norme reconnue et ne sont pas affectées par l'événement analysé. (single failure)

**Approche échelonnée**

Approche éclairée par la connaissance du risque dans laquelle l'application des exigences d'analyse de sûreté est proportionnelle au risque associé à l'installation. (graded approach)

**Étude probabiliste de sûreté (EPS)**

Évaluation exhaustive et intégrée de la sûreté d'une centrale ou d'un réacteur nucléaire. Lors d'une telle évaluation, on considère la probabilité, la progression et les conséquences des défaillances de l'équipement ou des conditions transitoires, afin d'obtenir une évaluation chiffrée offrant une appréciation cohérente de la sûreté d'une centrale ou d'un réacteur, comme suit :

1. Une EPS de niveau 1 identifie et quantifie les séquences d'événements qui peuvent entraîner la perte d'intégrité structurale du cœur et le bris généralisé du combustible;
2. Une EPS de niveau 2 s'appuie sur les résultats de l'EPS de niveau 1 pour analyser le comportement du confinement, évaluer les radionucléides libérés par le combustible brisé et quantifier les rejets dans l'environnement;
3. Une EPS de niveau 3 s'appuie sur les résultats de l'EPS de niveau 2 pour analyser la distribution des radionucléides dans l'environnement et évaluer les répercussions sur la santé du public.

Les EPS sont parfois appelées « évaluation probabiliste de la sûreté ». (probabilistic safety assessment; also probabilistic risk assessment)

**Exploitation normale**

Exploitation d'une installation à l'intérieur de limites et de conditions d'exploitation spécifiées, incluant le démarrage, le fonctionnement en régime de puissance, la mise à l'arrêt, l'entretien, les essais et le chargement du combustible. (normal operation)

**Fonction de sûreté**

Objectif spécifique à atteindre pour assurer la sûreté. (safety function)

**Incident de fonctionnement prévu (IFP)**

Procédé opérationnel s'écartant de l'exploitation normale qui peut survenir à une ou plusieurs reprises pendant la durée de vie de l'installation mais qui, à la lumière des dispositions prises lors de la conception, n'entraînera ni dommages importants aux dispositifs de sûreté ni conditions d'accident. (anticipated operational occurrence)

**Limite de sûreté**

Limite aux variables des processus dans laquelle les systèmes du réacteur se sont avérés sûrs. (safety limit)

**Limites et conditions d'exploitation (LCE)**

Ensemble de règles établissant les limites ou conditions des paramètres permettant une exploitation sûre, limitant les réglages des systèmes de sûreté, les exigences de surveillance, les contraintes opérationnelles en cas de panne des systèmes de sécurité et les contrôles administratifs pour l'ensemble des modes de fonctionnement et prescrivant les détails dans des lignes directrices techniques. (operational limits and conditions, OLC)

**Réacteur de faible puissance**

Réacteur à fission conçu pour la recherche et les essais ou pour la production d'isotopes, ou les deux. (non-power reactor)

**Réglage des systèmes de sûreté**

Point de consigne d'un paramètre auquel une intervention du système de sûreté arrêtera automatiquement le réacteur pour empêcher le dépassement de la limite de sûreté correspondante. (safety system setting)

**Systèmes de sûreté**

Systèmes conçus pour assurer l'arrêt sûr du réacteur, l'évacuation de la chaleur hors du cœur et la prévention des rejets de matières radioactives dans l'environnement en cas d'accident. (safety systems)

## DOCUMENTS CONNEXES

1. *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires et ses règlements*, Commission canadienne de sûreté nucléaire, Ottawa, 2000
2. *Règlement général sur la sûreté et la réglementation nucléaires*, Commission canadienne de sûreté nucléaire, Ottawa, 2000
3. *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I*, Commission canadienne de sûreté nucléaire, Ottawa, 2000
4. *Safety Requirements of Research Reactors*, DS 272, AIEA, Collection des normes de sûreté, Agence internationale de l'énergie atomique, 2004
5. *Règlement sur la radioprotection*, Commission canadienne de sûreté nucléaire, Ottawa, 2000
6. *Assurance de la qualité des programmes informatiques scientifiques, d'analyse et de conception des centrales nucléaires*, CSA-N286.7-99, Association canadienne de normalisation, 2003



## ANNEXE A – CRITÈRES D'ACCEPTATION

### A.1 Exigences relatives à la sûreté

Le tableau A.1 énumère les exigences fondamentales de sûreté relatives aux IFP et ADR. On pourra appliquer des exigences supplémentaires à certains événements particuliers. Des critères d'acceptation devront être précisés pour l'application pratique de ces exigences.

**Tableau A.1 : Exigences relatives à la sûreté**

n°	Exigences	IFP	ADR	Notes
1	Ne dépend pas des systèmes de sûreté.	A	s/o	
2	Dégradation sans conséquences de l'état du combustible.	A	s/o	Pour cette exigence, à cause de sa détérioration, le combustible n'est plus apte à être utilisé de façon continue après avoir été soumis aux conditions prévues.
3	La configuration du combustible permet d'évacuer la chaleur résiduelle.	A	A	Lorsque l'événement déclencheur survient dans un seul canal de combustible ou ses conduites, ces exigences ne s'appliquent pas à ce canal ou au combustible qu'il contient.
4	Aucun endommagement additionnel du combustible après que le système de refroidissement à long terme ait rétabli un refroidissement adéquat.	A	A	Lorsque l'événement déclencheur survient dans un seul canal de combustible ou ses conduites, ces exigences ne s'appliquent pas à ce canal ou au combustible qu'il contient.
5	Aucun bris de combustible causé par un ajout trop rapide d'énergie.	A	A	
6	La criticité prompte est évitée.	A	A	

7	La configuration des canaux de combustible permet d'évacuer la chaleur résiduelle.	A	A	Lorsque l'événement déclencheur survient dans un seul canal de combustible ou ses conduites, ces exigences ne s'appliquent pas à ce canal ou au combustible qu'il contient.
8	Défaillance sans conséquences des fonctions des systèmes de sûreté.	A	A	
9	Pas de conséquence sur l'intégrité du système de refroidissement primaire	A	A	Lorsque l'événement déclencheur survient dans un seul canal de combustible ou ses conduites, ces exigences ne s'appliquent pas à ce canal ou au combustible qu'il contient.
10	La pression dans l'enceinte de confinement demeure dans sa plage nominale.	A	A	
11	Explosion ou déflagration d'hydrogène sans conséquences sur l'installation.	A	A	
12	Le réacteur demeure sous-critique après sa mise à l'arrêt.	A	A	
13	Le combustible épuisé demeure sous-critique.	A	A	
14	Le refroidissement du combustible épuisé est maintenu.	A	A	