



Analyse de la sûreté

Analyse de la sûreté pour les installations nucléaires de catégorie IB

REGDOC-2.4.4

Octobre 2022



Analyse de la sûreté pour les installations nucléaires de catégorie IB

Document d'application de la réglementation REGDOC-2.4.4

© Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) 2022

N° de cat. CC172-243/2022F-PDF

ISBN 978-0-660-45598-3

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

Also available in English under the title: Safety Analysis for Class IB Nuclear Facilities

Disponibilité du document

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

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

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

Télécopieur : 613-995-5086

Courriel : information@cnsccsn.gc.ca

Site Web : suretenucleaire.gc.ca

Facebook : facebook.com/Commissioncanadiennedesuretenucleaire

YouTube : youtube.com/ccsnscnc

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

LinkedIn : linkedin.com/company/cnsc-ccsn

Historique de publication

Octobre 2022 Version 1.0

Préface

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

Le document d'application de la réglementation REGDOC-2.4.4, *Analyse de la sûreté pour les installations nucléaires de catégorie IB* précise les exigences et fournit l'orientation que doivent suivre les demandeurs et les titulaires de permis pour démontrer la sûreté d'une installation nucléaire de catégorie IB, et renferme de l'information sur :

- le programme d'analyse de la sûreté (le processus géré qui régit la conduite d'une analyse de la sûreté)
- la réalisation d'une analyse de la sûreté (l'évaluation systématique des dangers potentiels)
- les documents, dossiers et rapports d'analyse de la sûreté

Le présent document est la première version du REGDOC-2.4.4, *Analyse de la sûreté pour les installations nucléaires de catégorie IB*.

Les installations nucléaires de catégorie IB ont des profils de risque qui varient considérablement en fonction des caractéristiques particulières de l'activité ou de l'installation. S'il fournit une justification adéquate, le titulaire de permis peut proposer des mesures de conception particulières, des analyses ou d'autres mesures qui sont proportionnelles au niveau de risque posé, selon l'approche graduelle tenant compte du risque de la CCSN.

Pour obtenir de plus amples renseignements sur l'analyse de la sûreté pour la phase de post-fermeture d'une installation de stockage définitif, veuillez consulter le REGDOC-2.11.1, *Gestion des déchets, tome III : Dossier de sûreté pour la gestion à long terme des déchets radioactifs*.

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

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

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

Table des matières

1.	Introduction.....	1
1.1	Objet	1
1.2	Portée	1
1.3	Législation pertinente	2
2.	Objectifs en matière de sûreté	2
2.1	Défense en profondeur.....	3
2.2	Objectifs de l'analyse de la sûreté	4
3.	Programme d'analyse de la sûreté	5
4.	Analyse de la sûreté	6
4.1	Classification des événements en fonction des états de l'installation.....	6
4.2	Hypothèses de l'analyse de la sûreté	6
4.3	Événements initiateurs hypothétiques.....	7
4.3.1	Détermination des événements initiateurs hypothétiques	8
4.3.2	Classification des événements initiateurs hypothétiques	8
4.4	Évaluation de la sûreté.....	9
4.4.1	Évaluation des conséquences.....	9
4.4.2	Évaluation de la probabilité	9
4.5	Détermination des structures, systèmes et composants importants pour la sûreté.....	10
4.6	Limites et conditions d'exploitation	11
4.7	Critères d'acceptation	11
4.8	Objectifs de sûreté	12
5.	Documents et dossiers d'analyse de la sûreté	12
5.1	Objectif et portée des documents et dossiers d'analyse de la sûreté.....	13
5.2	Contenu des documents et dossiers d'analyse de la sûreté	13
5.3	Documentation et consignation des événements initiateurs hypothétiques et des accidents de dimensionnement	14
5.4	Tenue des documents et des dossiers d'analyse de la sûreté	15
6.	Validation et vérification des outils d'analyse de la sûreté	16
7.	Approche graduelle.....	16
Annexe A : Exemple de structure et de contenu d'un rapport d'analyse de la sûreté		17
Annexe B : Exemple de paramètres à utiliser pour les limites et conditions d'exploitation		20

Annexe C : Événements initiateurs hypothétiques	22
C.1 Événements initiateurs hypothétiques sélectionnés	22
C.2 Éventail des événements sélectionnés à prendre en considération quant à leur applicabilité.....	23
Références.....	26
Renseignements supplémentaires	28

Analyse de la sûreté pour les installations nucléaires de catégorie IB

1. Introduction

1.1 Objet

Le présent document précise les exigences et fournit l'orientation que doivent suivre les demandeurs et les titulaires de permis pour démontrer la sûreté d'une installation nucléaire de catégorie IB, et renferme de l'information sur :

- le programme d'analyse de la sûreté (le processus géré qui régit la conduite d'une analyse de la sûreté)
- la réalisation d'une analyse de la sûreté (l'évaluation systématique des dangers potentiels)
- les documents, dossiers et rapports d'analyse de la sûreté

Remarque : Dans ce document d'application de la réglementation, le terme « installation nucléaire » désigne une installation nucléaire de catégorie IB.

1.2 Portée

Ce document décrit les exigences et l'orientation relatives à l'analyse de la sûreté pour les installations nucléaires de catégorie IB ci-dessous :

- une installation de traitement, de retraitement ou de séparation d'isotopes d'uranium, de thorium ou de plutonium
- une installation de fabrication de produits à partir d'uranium, de thorium ou de plutonium
- une installation, autre qu'une installation nucléaire de catégorie II au sens de l'article 1 du *Règlement sur les installations nucléaires et l'équipement réglementé de catégorie II*, qui traite ou utilise, par année civile, plus de 10^{15} Bq de substances nucléaires autres que l'uranium, le thorium et le plutonium
- une installation de stockage définitif de substances nucléaires provenant d'une autre installation nucléaire
 - **remarque :** le présent document d'application de la réglementation vise la phase opérationnelle, qui comprend les activités autorisées menées jusqu'à la fermeture de l'installation de stockage définitif
- une installation visée aux alinéas 19a) ou b) du *Règlement général sur la sûreté et la réglementation nucléaires* :
 - une installation pour la gestion, le stockage, temporaire ou permanent, l'évacuation ou l'élimination des déchets qui contiennent des substances nucléaires radioactives et dont l'inventaire fixe en substances nucléaires radioactives est d'au moins 10^{15} Bq
[**remarque :** voici quelques exemples de ce type d'installation qui cadrent dans la portée du présent document d'application de la réglementation :
 - toute installation servant au stockage de matières fissiles avant et après irradiation
 - toute installation de conditionnement des déchets associés ou le de traitement des effluents, et les installations de stockage des déchets qui permettent de récupérer les déchets en vue de leur évacuation ou élimination ultérieure]
 - une usine produisant du deutérium ou des composés du deutérium à l'aide d'hydrogène sulfuré

Pour obtenir de plus amples renseignements sur l'analyse de la sûreté pour la phase de post-fermeture d'une installation de stockage définitif, veuillez consulter le

REGDOC-2.11.1, *Gestion des déchets, tome III : Dossier de sûreté pour la gestion à long terme des déchets radioactifs* [1].

Remarque : Compte tenu du large éventail d'installations nucléaires de catégorie IB, le titulaire de permis peut proposer une approche graduelle conformément au REGDOC-3.5.3, *Principes fondamentaux de réglementation* [2].

1.3 Législation pertinente

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

- les paragraphes 24(4) et 25(5) de la LSRN
- l'alinéa 3(1)i) du *Règlement général sur la sûreté et la réglementation nucléaires*
- les alinéas 5f) et i), 6c) et h), et 7f) du *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I*

2. Objectifs en matière de sûreté

Une analyse de la sûreté est une évaluation systématique des dangers possibles associés au fonctionnement d'une installation ou à la réalisation d'une activité proposée. Elle sert à examiner l'efficacité des mesures et des stratégies de prévention qui visent à réduire les effets de ces dangers.

Un programme d'analyse de la sûreté est conçu, élaboré et tenu à jour par le titulaire de permis et est examiné par le personnel de la CCSN. Il est documenté dans un rapport d'analyse de la sûreté (RAS). Comme le prescrivent les alinéas 5f) et 6c) du *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I* :

- « La demande de permis pour construire une installation nucléaire de catégorie I comprend les renseignements suivants... f) un rapport préliminaire d'analyse de la sûreté démontrant que la conception de l'installation nucléaire est adéquate;
- La demande de permis pour exploiter une installation nucléaire de catégorie I comprend les renseignements suivants... c) un rapport final d'analyse de la sûreté démontrant que la conception de l'installation nucléaire est adéquate. »

Le RAS peut faire référence à d'autres documents d'analyse de la sûreté.

Le RAS d'une installation constitue une partie importante du fondement d'autorisation de l'installation. Ce rapport est utilisé aux fins suivantes :

- établir les limites pour l'exploitation sûre de l'installation
- évaluer les changements proposés à l'installation
- élaborer et tenir à jour les politiques, les processus et les procédures du demandeur ou du titulaire de permis pour la réalisation sûre des activités autorisées
- confirmer que la conception de l'installation respecte les exigences en matière de conception et de sûreté

2.1 Défense en profondeur

Exigences

Le titulaire de permis doit tenir compte du concept de défense en profondeur lorsqu'il élabore une analyse de la sûreté pour une installation nucléaire.

Orientation

Cinq niveaux de défense en profondeur sont normalement définis pour les installations nucléaires, conformément à l'orientation fournie dans le REGDOC-3.5.3, *Principes fondamentaux de réglementation* [2]. L'analyse de la sûreté joue un rôle de premier plan afin de démontrer que les niveaux 1 à 4 ont été atteints. L'analyse de la sûreté s'applique comme suit à ces niveaux :

- Niveau 1** L'objectif du premier niveau de défense est de prévenir des écarts par rapport à l'exploitation normale, et de prévenir les défaillances des structures, des systèmes et des composants (SSC) importants pour la sûreté.
- Niveau 2** Le deuxième niveau de défense sert à détecter, à intercepter et à contrôler les écarts par rapport à l'exploitation normale afin d'empêcher les incidents de fonctionnement prévu (IFP) de dégénérer en conditions d'accident, et à ramener l'installation nucléaire dans l'état d'exploitation normale.
- Niveau 3** L'objectif du troisième niveau de défense est de minimiser les conséquences sur le site des accidents en prévoyant des caractéristiques de sûretés inhérentes, une conception à sûreté intégrée, de l'équipement additionnel et des procédures d'atténuation. À ce niveau, l'objectif le plus important consiste à prévenir les rejets de substances nucléaires et de substances dangereuses connexes ou des niveaux de rayonnement qui nécessiteraient des mesures de protection hors site.
- Niveau 4** L'objectif du quatrième niveau de défense est de s'assurer que le rejet de matières radioactives causé par des accidents graves demeure au niveau le plus bas qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre. À ce niveau, l'objectif le plus important consiste à s'assurer que la fonction de confinement est maintenue afin que les rejets de matières radioactives demeurent au niveau le plus bas qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre.
- Niveau 5** L'objectif du cinquième niveau de défense est d'atténuer les conséquences radiologiques des rejets possibles de matières radioactives et les conséquences chimiques connexes pouvant résulter d'accidents en utilisant des installations d'intervention adéquatement équipées et en mettant en œuvre des plans et des procédures d'urgence pour assurer une intervention d'urgence sur le site et hors site.

Pour obtenir de plus amples renseignements sur le principe de la défense en profondeur, y compris les moyens d'atteindre les objectifs de ce principe (comme une bonne conception et des pratiques d'ingénierie éprouvées), veuillez consulter les documents suivants :

- REGDOC-3.5.3, *Principes fondamentaux de réglementation* [2]
- AIEA, prescriptions de sûreté particulières n° SSR-4, *Sûreté des installations du cycle du combustible nucléaire* [3]

2.2 Objectifs de l'analyse de la sûreté

Les objectifs d'une analyse de la sûreté sont les suivants :

- énoncer les buts, les objectifs et les critères d'acceptation en matière de sûreté (les exigences de sûreté) que l'installation doit satisfaire par sa conception
- démontrer que les buts, les objectifs et les critères d'acceptation en matière de sûreté sont atteints
- déterminer ou confirmer les limites et conditions d'exploitation (LCE) qui sont compatibles avec les exigences de conception et de sûreté de l'installation
- indiquer les SSC importants pour la sûreté [4] (c.-à-d. les SSC dont dépend la sûreté de l'installation)
- fournir des résultats permettant d'établir et de valider les procédures et lignes directrices d'exploitation et d'urgence

Exigences

Le titulaire de permis doit maintenir une capacité adéquate pour effectuer ou faire effectuer une analyse de la sûreté afin de :

- résoudre les problèmes techniques qui se posent pendant la durée de vie de l'installation nucléaire
- s'assurer que les exigences en matière d'analyse de la sûreté sont respectées (peu importe que l'analyse de la sûreté ait été élaborée par le titulaire de permis ou qu'elle ait été obtenue d'un tiers)

Le titulaire de permis doit établir un processus d'évaluation et de mise à jour de l'analyse de la sûreté afin de garantir que celle-ci reflète :

- la configuration actuelle (pour les installations existantes)
- les limites et conditions d'exploitation actuelles (pour les installations existantes)
- l'expérience en exploitation acquise, y compris celle tirée de l'exploitation d'installations similaires et toute expérience applicable provenant d'autres installations nucléaires ou industrielles
- s'ils s'appliquent à l'installation nucléaire de catégorie IB visée, les résultats disponibles provenant de la recherche expérimentale, les connaissances théoriques améliorées ou les nouvelles capacités de modélisation afin d'évaluer les impacts possibles sur les conclusions des analyses de la sûreté
- s'ils s'appliquent à l'installation nucléaire de catégorie IB visée, les facteurs humains, afin que l'on tienne compte des estimations crédibles de la performance humaine dans le processus d'analyse

Le titulaire de permis doit systématiquement examiner les résultats de l'analyse de la sûreté pour s'assurer qu'ils restent valables et continuent de répondre aux buts, objectifs et critères d'acceptation en matière de sûreté.

Orientation

Le titulaire de permis est responsable de l'analyse de la sûreté, qu'elle soit réalisée par son personnel ou par une entreprise qui fournira ce service. Des exigences en matière de qualification des fournisseurs aident à assurer une sélection adéquate pour l'obtention d'un service comme la réalisation de l'analyse de la sûreté. Par conséquent, le titulaire de permis doit avoir la capacité :

- de vérifier les qualifications du fournisseur
- d'évaluer si le service fourni est suffisant

Pour obtenir plus d'information sur la façon de démontrer la capacité du personnel d'un titulaire de permis à réaliser l'analyse de la sûreté ou la capacité à obtenir un service pour réaliser une analyse de la sûreté, veuillez consulter les documents suivants :

- Groupe CSA, norme n° N286-12, *Exigences relatives au système de gestion des installations nucléaires* [5]
- AIEA, Guide de sûreté n° GS-G-3.3,5, *The Management System for Nuclear Installations* [6]

3. Programme d'analyse de la sûreté

Exigences

Le titulaire de permis doit élaborer, mettre en œuvre, exécuter et tenir à jour un programme d'analyse de la sûreté pour l'installation nucléaire.

À l'appui de ce programme, le titulaire de permis doit créer un ou plusieurs comités internes de sûreté pour conseiller la direction de l'organisation en ce qui concerne les questions de sûreté touchant la mise en service, l'exploitation et la modification de l'installation. Il doit veiller à ce que les membres de ces comités possèdent les connaissances et l'expérience nécessaires pour fournir des conseils judicieux. Les membres doivent, dans la mesure nécessaire, être indépendants de la direction de l'exploitation qui soulève les questions de sûreté.

Les éléments essentiels d'un programme d'analyse de la sûreté sont les déclarations faites par le titulaire de permis au sujet de ses politiques en matière de sûreté, de santé et d'environnement [3]. Le titulaire de permis doit fournir ces déclarations dans la demande de permis, sous forme d'une déclaration des objectifs de l'organisation et de l'engagement public de la direction de l'entreprise. Afin de mettre en œuvre ces déclarations, il doit également préciser et mettre en place des structures organisationnelles, des normes et des dispositions de gestion pouvant répondre aux objectifs de l'organisation et à ses engagements publics.

Le titulaire de permis doit démontrer que le programme d'analyse de la sûreté est régi par son système de gestion et qu'il est conforme aux exigences applicables de la norme du Groupe CSA n° N286-12, *Exigences relatives au système de gestion des installations nucléaires* [5].

Orientation

Pour obtenir de plus amples renseignements sur l'établissement de comités internes de sûreté, veuillez consulter les prescriptions de sûreté particulières n° SSR-4 de l'AIEA, *Sûreté des installations du cycle du combustible nucléaire* [3].

Le titulaire de permis n'est pas obligé de créer un document distinct pour le programme d'analyse de la sûreté (ni un document indépendant ou un document dans le cadre du RAS).

La CCSN accepte que le programme d'analyse de la sûreté du demandeur ou du titulaire de permis ne corresponde pas exactement aux exigences et aux attentes de la CCSN dans ce domaine. Cependant, le titulaire de permis devrait être en mesure de démontrer comment toutes les exigences et les attentes sont prises en compte par les différents programmes du système de gestion global.

Lorsqu'il établit un comité interne de sûreté, le titulaire de permis devrait inclure du personnel de diverses perspectives, par exemple, des représentants du personnel.

4. Analyse de la sûreté

Exigences

Le titulaire de permis doit effectuer une analyse de la sûreté portant sur l'exploitation normale et sur les événements internes et externes qui s'écartent de l'exploitation normale et qui appartiennent à la catégorie des événements anormaux crédibles [7].

4.1 Classification des événements en fonction des états de l'installation

Exigences

Le titulaire de permis doit classer les événements dans l'un des états de l'installation : incident de fonctionnement prévu (IFP), accident de dimensionnement (AD), accident hors dimensionnement (AHD) et plages spécifiques à l'intérieur des AHD appelées conditions additionnelles de dimensionnement (CAD), ou utiliser un système de classification équivalent.

Le titulaire de permis doit veiller à ce que l'analyse de la sûreté examine les états suivants de l'installation :

- les modes de fonctionnement normal (y compris les entretiens et les arrêts)
- les IFP
- les AD
- les CAD

Pour obtenir de plus amples renseignements sur la classification et les plages des événements, veuillez consulter l'annexe C.

Orientation

Le titulaire de permis peut utiliser un système de classification différent tant que les classifications respectent la même intention fondée sur le risque.

4.2 Hypothèses de l'analyse de la sûreté

Les hypothèses de l'analyse de la sûreté dépendent d'un certain nombre de facteurs :

- le profil de risque global de l'installation nucléaire
- l'événement analysé (IFP, AD ou CAD)
 - dans le cas des IFP et des AD, on utilisera des hypothèses prudentes (pour démontrer l'efficacité des systèmes de sûreté)
 - dans le cas des CAD, on utilisera l'approche et les hypothèses de la meilleure estimation
- l'état des connaissances sur la progression et les conséquences de l'événement

Exigences

Le titulaire de permis ne doit pas créditer les systèmes qui ne sont pas qualifiés pour fonctionner dans un environnement post-accident.

Pour créditer les interventions de l'opérateur, le titulaire de permis doit démontrer que les éléments suivants sont en place :

- des procédures opérationnelles claires, bien définies, validées et immédiatement accessibles décrivant les interventions nécessaires
- des instruments au lieu de commande pour fournir des indications claires et non ambiguës sur la nécessité d'une intervention de l'opérateur

- un plan crédible, protégé et accessible que peut suivre l'opérateur pour exécuter les interventions requises dans les procédures
- la formation de toute personne susceptible d'exécuter des interventions de l'opérateur

Le titulaire de permis doit établir les temps d'intervention de l'opérateur. Le titulaire de permis doit ajouter un délai supplémentaire pour inclure, selon le cas, le temps requis pour enfiler un équipement de protection, accéder à l'équipement à distance, et transporter, raccorder et faire fonctionner l'équipement temporaire. Le délai d'intervention de l'opérateur crédité dans le RAS doit être justifié.

Orientation

Lorsqu'il y a indication que l'intervention de l'opérateur est nécessaire, l'intervention de l'opérateur créditée dans la simulation de l'accident et documentée dans le rapport d'analyse de la sûreté devrait comporter un délai d'au moins :

- 15 minutes sur le lieu de commande
- 30 minutes à l'extérieur du lieu de commande

Ces délais d'intervention de l'opérateur correspondent au début de l'intervention.

Pour obtenir de plus amples renseignements sur l'attribution de crédits aux SSC importants pour la sûreté, veuillez consulter le REGDOC-2.5.2, *Conception d'installations dotées de réacteur* [8].

Remarque : Cette référence est fournie à titre d'information seulement. Le titulaire de permis n'est pas tenu d'appliquer les exigences ou l'orientation contenues dans le REGDOC-2.5.2 à son analyse de la sûreté pour une installation nucléaire de catégorie IB.

4.3 Événements initiateurs hypothétiques

Orientation

Un événement initiateur hypothétique (EIH) n'est pas nécessairement un accident en soi. Un EIH est l'événement qui déclenche une séquence pouvant mener à un IFP, un AD ou un AHD, selon les défaillances supplémentaires qui se produisent.

Les principales causes des EIH peuvent être des défaillances crédibles de l'équipement et des erreurs du travailleur, des événements d'origine humaine ou des événements naturels.

L'analyse de la sûreté et la conception de l'installation nucléaire doivent tenir compte non seulement de l'installation elle-même, mais également des interfaces avec d'autres installations et équipements qui peuvent avoir une incidence sur sa sûreté. Pour obtenir de plus amples renseignements, veuillez consulter les prescriptions de sûreté particulières n° SSR-4, *Sûreté des installations du cycle du combustible nucléaire* [3] de l'AIEA.

Pour obtenir de plus amples renseignements sur les types d'EIH et les plages de conditions, veuillez consulter l'annexe C.

4.3.1 Détermination des événements initiateurs hypothétiques

Exigences

Le titulaire de permis doit déterminer les EIH (autant internes qu'externes) qui pourraient mener aux conditions suivantes :

- une exposition des travailleurs ou du public aux rayonnements
- un rejet de quantités importantes de substances nucléaires
- un rejet de substances dangereuses (p. ex., des produits chimiques dangereux) associées aux substances nucléaires

Le titulaire de permis doit décrire les méthodes utilisées pour déterminer les EIH.

Le titulaire de permis doit documenter et tenir à jour la liste des EIH. Avec l'aide de spécialistes techniques et d'experts en analyse de la sûreté, il doit procéder à un examen de la liste des EIH :

- dans un premier temps, pour déterminer si la liste est complète et si les événements comprennent :
 - toutes les défaillances crédibles des SSC de l'installation
 - toutes les erreurs humaines crédibles qui pourraient se produire dans l'une ou l'autre des conditions d'exploitation de l'installation
- régulièrement, pour confirmer la pertinence de la liste en vigueur et la réviser au besoin, car les EIH pertinents peuvent changer au fur et à mesure que l'installation passe par les différentes phases de son cycle de vie (p. ex., en raison des effets du vieillissement)

Orientation

La liste des EIH devrait être établie à partir d'une évaluation complète des défaillances crédibles des SSC de l'installation et de la documentation des erreurs humaines crédibles qui pourraient se produire dans n'importe quelle condition d'exploitation de l'installation.

La liste des EIH peut prendre plusieurs formes, selon la complexité de l'activité ou de l'installation. Le titulaire de permis devrait dresser une liste propre à sa situation, qui tienne compte des substances nucléaires et des substances dangereuses connexes de l'activité ou de l'installation en question.

Sur sa liste initiale, le titulaire de permis devrait inclure autant d'EIH qu'il en a recensé. Si d'autres EIH sont relevés par la suite, le titulaire de permis devrait réviser son analyse de la sûreté pour les inclure.

4.3.2 Classification des événements initiateurs hypothétiques

Exigences

Au cours de l'évaluation de la sûreté, qui est décrite à la section 4.4, le titulaire de permis doit classer les EIH et les séquences d'événements dès leur identification, afin de démontrer que les critères d'acceptation et les objectifs de sûreté sont respectés.

Orientation

Le titulaire de permis devrait regrouper les EIH présentant des caractéristiques similaires (en particulier, ceux qui exigent des mesures d'atténuation similaires) dans différents groupes d'événements. Pour l'évaluation de la sûreté, il devrait déterminer les événements limitatifs de chaque groupe d'événements.

4.4 Évaluation de la sûreté

L'évaluation de la sûreté comprend une évaluation du risque associé aux dangers d'une installation nucléaire. L'évaluation peut être soit quantitative, soit qualitative, soit une combinaison des deux (semi-quantitative).

4.4.1 Évaluation des conséquences

Exigences

Le titulaire de permis doit effectuer une analyse déterministe de la sûreté (c.-à-d. une évaluation des conséquences) afin de déterminer le processus physique se déroulant dans l'installation nucléaire lors d'un événement et d'en évaluer les conséquences. Il doit justifier les hypothèses et les actions des mesures d'atténuation qualifiées (p. ex., les systèmes de sûreté et les interventions de l'opérateur) utilisées dans l'analyse déterministe.

Lorsque l'analyse déterministe est quantitative, le titulaire de permis doit élaborer des modèles des processus physiques pour calculer les conséquences de l'événement. Il doit valider les outils informatiques utilisés pour calculer les conséquences.

Orientation

Le titulaire de permis devrait s'assurer que la portée et la rigueur de la validation des outils informatiques sont proportionnelles au niveau de risque de l'activité ou de l'installation (c.-à-d., appliquer une approche graduelle).

Les demandeurs ou les titulaires de permis peuvent utiliser des logiciels de modélisation et d'analyse de données disponibles sur le marché. Afin de démontrer la validation de ces outils, le titulaire du permis peut soumettre la validation du logiciel par le vendeur du logiciel pour cette application.

Pour plus d'information sur la démonstration de la validation des outils logiciels, veuillez consulter :

- la section 6 de ce document d'application de la réglementation
- la norme du Groupe CSA n° N286.7-16, *Assurance de la qualité des programmes informatiques scientifiques, d'analyse et de conception* [9]

4.4.2 Évaluation de la probabilité

Exigences

Le titulaire de permis doit procéder à une évaluation de la probabilité pour établir la probabilité d'un EIH ou d'une séquence d'événements.

Orientation

En règle générale, pour les installations nucléaires de catégorie IB, le titulaire de permis procède à une évaluation qualitative ou semi-quantitative de la probabilité d'occurrence des EIH ou de séquences d'événements, à l'aide de l'une des méthodes suivantes :

- les méthodes d'analyse déterministe de la sûreté telles que publiées dans les guides de sûreté SSG-5, *Safety of Conversion Facilities and Uranium Enrichment Facilities* [10] et SSG-6, *Safety of Uranium Fuel Fabrication Facilities* [11] de l'AIEA

- les méthodes d'évaluation de la probabilité, telles que publiées dans le document TECDOC n° 1267 de l'AIEA, *Procedures for Conducting Probabilistic Safety Assessment for Non-Reactor Nuclear Facilities* [12]; de nombreuses méthodes peuvent être utilisées, de manière quantitative ou qualitative. En voici quelques exemples :
 - les études de danger et d'exploitabilité (HAZOP)
 - les analyses des modes de défaillance et de leurs effets
 - les analyses de l'arbre des défaillances et de l'arbre des événements
 - la rétroaction fondée sur l'expérience en exploitation; par exemple, par le biais de la base de données des systèmes de notification et d'analyse des incidents relatifs au cycle du combustible (FINAS) et des événements enregistrés localement pour chaque installation
 - la technique des scénarios (que se passerait-il si...)
 - les listes de contrôle (p. ex., les listes de contrôle de l'ergonomie)
 - le schéma logique principal

4.5 Détermination des structures, systèmes et composants importants pour la sûreté

Exigences

Le titulaire de permis doit procéder à une évaluation de la sûreté, ou employer une méthode équivalente, pour déterminer les séquences d'événements qui peuvent conduire à un IFP, un AD, des CAD ou un AHD. Pour obtenir de plus amples renseignements, veuillez consulter les prescriptions de sûreté particulières n° SSR-4, *Sûreté des installations du cycle du combustible nucléaire* [3] de l'AIEA.

Pour chaque séquence d'événements, le titulaire de permis doit déterminer les fonctions de sûreté, les SSC correspondants importants pour la sûreté [4] et les exigences administratives en matière de sûreté qui sont utilisées pour mettre en œuvre le concept de défense en profondeur.

Afin d'être cohérent avec les résultats de l'analyse de la sûreté, le titulaire de permis doit s'assurer que [3] :

- les SSC importants pour la sûreté sont conçus pour résister aux effets des charges et des conditions environnementales extrêmes (p. ex., la température, l'humidité, la pression et les niveaux de rayonnement extrêmes) qui peuvent survenir dans les états de fonctionnement et dans les conditions d'accident
- les intervalles requis pour les essais et inspections périodiques des SSC importants pour la sûreté sont définis
- les codes et normes applicables aux SSC importants pour la sûreté sont déterminés et leur utilisation est justifiée
- les niveaux nécessaires de disponibilité et de fiabilité des SSC importants pour la sûreté, tels qu'ils ont été établis dans l'analyse de la sûreté, sont atteints

Afin d'assurer une protection contre les dangers potentiels, le titulaire de permis doit veiller à ce que la hiérarchie suivante des mesures de conception et des mesures administratives soit utilisée dans la mesure du possible [3] :

1. la sélection du processus (pour éliminer le danger)
2. les caractéristiques de conception passives
3. les caractéristiques de conception actives
4. les contrôles administratifs

4.6 Limites et conditions d'exploitation

Exigences

Le titulaire de permis doit déterminer les LCE à partir de l'analyse de la sûreté. Il doit documenter les LCE avant d'entamer l'exploitation de l'installation.

Orientation

Les LCE comprennent les conditions limites pour une exploitation sûre (valeurs, conditions), les systèmes de surveillance et les réglages d'alarme connexes, ainsi que les exigences de surveillance et les exigences administratives.

La disponibilité et la compétence du personnel sont des éléments importants des conditions d'exploitation. Les LCE devraient fixer des exigences minimales pour la disponibilité du personnel et de l'équipement. Pour obtenir de plus amples renseignements sur la disponibilité du personnel, veuillez consulter le REGDOC-2.2.5, *Effectif minimal* [13].

Lorsqu'il n'est pas possible de définir avec précision les limites de sûreté de tous les paramètres pertinents, les LCE devraient être fixées de manière à définir les limites de l'évaluation, afin d'empêcher l'exploitation dans des conditions non analysées ou non analysables.

L'annexe B présente des exemples de paramètres qui peuvent être gérés par l'intermédiaire des LCE pour une large plage d'installations.

4.7 Critères d'acceptation

Exigences

Le titulaire de permis doit établir des critères explicites concernant le niveau de sûreté à atteindre pour démontrer qu'il prend des dispositions adéquates afin de protéger l'environnement ainsi que la santé, la sûreté et la sécurité des personnes [3].

Le titulaire de permis doit fixer des limites pour ce qui est des conséquences radiologiques et des conséquences chimiques connexes pour les travailleurs et le public en cas d'exposition directe aux rayonnements ou de rejets de radionucléides dans l'environnement. Ces limites doivent :

- être fixées à un niveau égal ou inférieur aux :
 - dispositions du *Règlement sur la radioprotection*, lorsqu'elles s'appliquent et dans la mesure du possible, sinon
 - aux critères établis dans les normes nationales ou internationales comme déclencheurs des mesures de protection en cas d'urgence radiologique ou chimique (p. ex., pour la mise à l'abri ou pour la distribution de comprimés d'iode)
- s'appliquer aux conséquences des états de fonctionnement et aux conséquences possibles des IFP et des AD à l'installation
- s'appliquer aux limites du site de l'installation autorisée lorsque des conséquences hors site touchant le public sont prises en considération

Pour les nouvelles conceptions, le titulaire de permis doit envisager des objectifs qui sont inférieurs à ces limites.

Le titulaire de permis doit établir des critères d'acceptation dérivés pour démontrer que les barrières permettant de retenir les substances nucléaires ou les substances dangereuses connexes sont efficaces, c'est-à-dire que les barrières :

- préviennent le risque de défaillances indirectes à la suite d'un événement initiateur
- maintiennent les SSC importants pour la sûreté dans une configuration qui empêche les rejets de substances nucléaires ou de substances dangereuses connexes dans l'environnement ou dans l'installation
- empêchent les conséquences qui s'étendent au-delà des limites du site de l'installation autorisée
- sont compatibles avec les exigences de conception des SSC de l'installation

Pour connaître les critères d'acceptation de la sûreté-criticité nucléaire, veuillez consulter le REGDOC-2.4.3, *Sûreté-criticité nucléaire* [14].

4.8 Objectifs de sûreté

Exigences

Le titulaire de permis doit démontrer que les conséquences hors site, conformément à ce qui est calculé aux limites du site de l'installation autorisée, d'un AHD inclus dans les CAD ne dépassent pas les critères établis comme déclencheurs d'une évacuation temporaire, d'une réinstallation à long terme de la population locale, ou à la fois d'une évacuation temporaire et d'une réinstallation à long terme selon les documents suivants :

- Santé Canada, *Lignes directrices canadiennes sur les interventions en situation d'urgence* [15]
- AIEA, prescriptions générales de sûreté, GSR Partie 7, *Préparation et conduite des interventions en cas de situation d'urgence nucléaire ou radiologique* [16]

Lorsqu'il aborde le concept de la défense en profondeur, le titulaire de permis doit inclure les événements de l'AHD dans les CAD. Au minimum, il doit inclure les événements suivants dans les CAD [7] :

- une perte prolongée d'alimentation en courant alternatif (PPACA)
- les EIH et les séquences d'événements, y compris ceux qui sont propres ou uniques à l'installation, qui appartiennent à une catégorie d'événements anormaux crédibles [7]

Dans le cas des EIH d'origine naturelle (p. ex., les séismes, les inondations et les phénomènes météorologiques violents), lorsque la sélection d'événements anormaux crédibles n'est pas pratique, le titulaire de permis doit inclure dans les CAD les événements plus graves que ceux qui sont pris en compte dans les analyses des AD, conformément aux orientations des normes nationales ou internationales (voir l'annexe C).

La classification doit être fondée sur la probabilité, comme il est indiqué à la section 4.4.2.

5. Documents et dossiers d'analyse de la sûreté

Les documents relatifs à l'analyse de la sûreté décrivent les méthodes utilisées pour effectuer ces analyses et consignent les résultats de chaque analyse. Ils corroborent le choix du site, la conception, la mise en service, l'exploitation et le déclassement d'une installation nucléaire. Ils démontrent que les risques pour la santé, la sûreté et la sécurité des personnes sont gérés et

atténués, et ces documents contribuent également à démontrer que la défense en profondeur a été établie.

5.1 Objectif et portée des documents et dossiers d'analyse de la sûreté

Orientation

Les documents et dossiers relatifs à l'analyse de la sûreté fournissent des informations sur l'analyse de la sûreté, à savoir :

- ils démontrent que les buts, objectifs et critères d'acceptation de la sûreté sont atteints
- ils permettent de déterminer ou de confirmer les LCE qui sont conformes aux exigences de conception et de sûreté de l'installation
- ils aident à établir et à valider des procédures et des lignes directrices d'exploitation et d'urgence

Le champ d'application des documents et dossiers d'analyse de la sûreté couvre les événements internes et externes qui pourraient mener à un rejet de substances nucléaires ou de substances dangereuses connexes, à un accident de criticité ou à une exposition accidentelle à des champs de rayonnement élevés.

5.2 Contenu des documents et dossiers d'analyse de la sûreté

Exigences

Le titulaire de permis doit communiquer les résultats de l'analyse de la sûreté de manière suffisamment détaillée pour permettre au personnel de la CCSN de les examiner.

Le titulaire de permis doit veiller à ce que le contenu des documents et dossiers d'analyse de la sûreté d'une installation comprenne au minimum le RAS et les LCE (ou l'équivalent) [3].

Le RAS doit contenir un résumé représentatif des documents et dossiers d'analyse de la sûreté. Il doit :

- décrire les caractéristiques du site
- indiquer les substances nucléaires et les substances dangereuses connexes et leur emplacement
- déterminer les critères d'acceptation applicables aux conséquences hors site pour le public des accidents pertinents (des exemples d'accidents pertinents sont les accidents radiologiques, chimiques et de criticité nucléaire et les incendies, y compris les explosions)
- indiquer les SSC qui empêchent ou atténuent le rejet de substances nucléaires ou de substances dangereuses connexes, ou qui préviennent l'exposition accidentelle à des champs de rayonnement élevés (dans la mesure où cela est approprié pour l'installation, selon une approche graduelle)
- classer les SSC en fonction de leur importance pour la sûreté
- indiquer les procédures d'exploitation et d'urgence ainsi que les actions qui permettent de prévenir ou d'atténuer le rejet de substances nucléaires ou de substances dangereuses connexes
- indiquer les hypothèses incluses dans l'analyse de la sûreté (p. ex., les conditions limitatives, la configuration de l'installation et les délais d'intervention de l'opérateur); nombre de ces hypothèses peuvent être documentées dans les LCE

- indiquer les événements initiateurs crédibles qui peuvent avoir un impact sur le contrôle des substances nucléaires ou des substances dangereuses connexes par le titulaire de permis, y compris :
 - les événements internes (p. ex., les défaillances de composant, les erreurs humaines, les incendies ou les inondations)
 - les événements externes (p. ex., un séisme, un incendie, une inondation ou des conditions météorologiques extrêmes)
- regrouper tous les événements initiateurs qui présentent des caractéristiques similaires et déterminer les événements limitatifs afin de les analyser
- fournir les résultats de l'analyse des conséquences des événements analysés
- inclure, le cas échéant, les résultats des analyses des incertitudes et de sensibilité
- comparer les résultats aux critères d'acceptation
- fournir les résultats et les conclusions
- faire l'objet d'un examen indépendant selon le système de gestion du demandeur ou du titulaire de permis
- fournir des références aux analyses détaillées qui appuient les résultats de l'analyse de la sûreté

Orientation

Le titulaire de permis peut incorporer des informations par renvoi. Par exemple, de nombreuses hypothèses de l'analyse de la sûreté peuvent être documentées dans les LCE du demandeur ou du titulaire de permis et peuvent être incorporées dans le RAS par renvoi.

Le titulaire de permis devrait s'assurer que des employés de diverses perspectives (p. ex., des représentants du personnel) ont la possibilité d'examiner le RAS et de formuler des commentaires indépendants.

Les risques pour l'environnement découlant des rejets habituels (qui font partie de l'exploitation normale) sont pris en compte dans l'évaluation des risques environnementaux (ERE) du demandeur ou du titulaire de permis pour l'installation et, par conséquent, ne sont pas pris en compte dans le RAS.

Pour de plus amples renseignements sur :

- la validation et la vérification des outils servant à l'analyse de la sûreté, veuillez consulter la section 6
- un exemple de structure et de contenu d'un RAS, voir l'annexe A

5.3 Documentation et consignation des événements initiateurs hypothétiques et des accidents de dimensionnement

Exigences

Le titulaire de permis doit décrire le comportement de l'installation à la suite d'un EIH et le comparer aux critères d'acceptation de l'analyse.

Orientation

Dans le cas des AD, le titulaire de permis devrait décrire chaque événement dans le RAS comme suit :

- le moment d'occurrence des principaux événements, y compris :
 - l'événement initial et toute défaillance ultérieure
 - les moments où l'équipement d'atténuation est activé
 - les moments où l'opérateur intervient
 - le moment où un état stable à long terme et sûr est atteint
- la présentation graphique des principaux paramètres en fonction du temps pendant l'événement (les paramètres devraient être sélectionnés de manière à ce que l'on puisse comprendre pleinement le déroulement de l'événement dans le contexte du critère d'acceptation envisagé)
- la comparaison avec les critères d'acceptation
- la conclusion de l'événement

5.4 Tenue des documents et des dossiers d'analyse de la sûreté

Le RAS et les autres documents et dossiers d'analyse de la sûreté sont mis à jour périodiquement tout au long du cycle de vie de l'installation. La période de mise à jour du RAS est indiquée dans le manuel des conditions de permis (MCP) de chaque installation. La période recommandée est de cinq ans, mais d'autres périodes peuvent être fixées, par exemple, en fonction de l'impact global de l'installation sur la sûreté ou de changements importants apportés à l'installation.

Exigences

Le titulaire de permis doit procéder à une évaluation continue du site. Si cette évaluation permet de relever de nouvelles informations sur les caractéristiques du site (en d'autres mots, les résultats de la détermination et de la classification des EIH ont changé), les mesures de sûreté (p. ex., des contrôles techniques et des dispositions d'urgence) pourraient alors devoir être examinées et révisées.

Orientation

Le processus de mise à jour devrait répondre aux exigences du programme d'analyse de la sûreté et devrait comprendre ce qui suit :

- la détermination des sections à réviser pour les raisons suivantes :
 - changements apportés aux événements initiateurs
 - changements apportés aux procédures ou à l'équipement de l'installation
 - prolongation de la durée d'exploitation de l'installation
 - changements apportés aux exigences réglementaires
 - nouvelles connaissances découlant de la recherche ou de l'expérience en exploitation
 - vieillissement des SSC
- le rendement de l'analyse
- un examen indépendant
- les documents et dossiers dans le RAS

Les éléments de l'analyse de la sûreté peuvent être réalisés à différents moments, pour diverses raisons. Normalement, toute analyse actualisée de la sûreté effectuée au milieu d'un cycle est incluse dans la mise à jour prévue subséquente du RAS.

6. Validation et vérification des outils d'analyse de la sûreté

Orientation

Les outils d'analyse de la sûreté devraient être validés et vérifiés. Pour obtenir de plus amples renseignements, veuillez consulter les documents suivants :

- REGDOC-3.5.3, *Principes fondamentaux de réglementation* [2]
- Groupe CSA, norme n° N286-F12, *Exigences relatives au système de gestion des installations nucléaires* [5]
- Groupe CSA, norme n° N292.0-F14, *Principes généraux pour la gestion des déchets radioactifs et du combustible irradié* [17]
- Groupe CSA, norme n° N292.1-F16, *Stockage en piscine du combustible irradié et autres matières radioactives* [7]
- Groupe CSA, norme n° N292.2-F13, *Entreposage à sec provisoire du combustible irradié* [18]

7. Approche graduelle

Orientation

Pour obtenir plus d'information sur l'approche graduelle tenant compte du risque de la CCSN, veuillez consulter le REGDOC-3.5.3, *Principes fondamentaux de réglementation* [2].

Les installations nucléaires de catégorie IB ont des profils de risque qui varient considérablement en fonction des caractéristiques particulières de l'activité ou de l'installation. Le titulaire de permis peut proposer des mesures de conception particulières, des analyses ou d'autres mesures qui sont proportionnelles au niveau de risque posé, s'il fournit une justification adéquate.

Voici quelques exemples d'éléments de l'analyse de la sûreté qui peuvent être pris en compte dans une approche graduelle :

- les limites de fréquence pour les divers états de l'installation (IFP, AD et CAD)
- la rigueur de la validation et de la vérification des outils d'analyse de la sûreté
- la rigueur de l'évaluation des incertitudes
- l'étendue des études de sensibilité
- la quantité et la qualité des preuves à l'appui de l'analyse

Annexe A : Exemple de structure et de contenu d'un rapport d'analyse de la sûreté

Voici un exemple de structure d'un RAS. Le titulaire de permis n'est pas obligé de suivre ce format. Toutefois, tel qu'il est décrit aux sections 2 à 5 du présent document d'application de la réglementation, le rapport doit comprendre tous les renseignements qui s'appliquent.

Table des matières

Chapitre 1 : Introduction

Chapitre 2 : Description générale de l'installation

- règlements, codes et normes applicables
- caractéristiques techniques de base
- aménagement de l'installation
- modes de fonctionnement
- renvois vers des analyses additionnelles
- résumé des modifications ou changements importants apportés au site ou à l'installation depuis le précédent rapport d'analyse de la sûreté, y compris les modifications apportées aux bâtiments, procédés, équipements, procédures ou programmes ou à la structure organisationnelle de l'installation

Chapitre 3 : Gestion de la sûreté

- structure organisationnelle
- philosophie de la gestion opérationnelle
- culture de sûreté
- assurance de la qualité
- suivi et examen du rendement en matière de sûreté

Chapitre 4 : Évaluation du site

- données de référence du site (zone sous le contrôle du titulaire de permis et zone environnante)
- hydrologie
- caractéristiques hydrogéologiques
- caractéristiques météorologiques
- caractéristiques sismologiques
- répartition actuelle et projetée de la population environnante
- utilisation actuelle et prévue des terres environnantes
- évaluation des risques propres au site
- proximité des installations industrielles, de transport et militaires
- activités sur le site de l'installation pouvant avoir une incidence sur la sûreté de l'installation
- conditions radiologiques dues à des sources externes
- questions liées au site dans la planification d'urgence, et gestion des accidents
- surveillance des paramètres liés au site

Chapitre 5 : Aspects généraux de la conception

- objectifs de sûreté, principes et critères de conception
- conformité avec les principes et les critères de conception
- classification des SSC
- aspects techniques (génie civil) de la conception des installations
- qualification de l'équipement et facteurs environnementaux

- programme de performance humaine
- protection contre les risques internes et externes

Chapitre 6 : Description des systèmes et composants de l'installation

- systèmes et composants nucléaires
- systèmes et composants non nucléaires
- instrumentation et contrôle
- systèmes électriques
- systèmes auxiliaires
- systèmes de protection-incendie
- système de traitement des déchets radioactifs
- autres SSC importants pour la sûreté

Chapitre 7 : Analyses de la sûreté

- objectifs de sûreté et critères d'acceptation
- identification et classification des EIH
- actions humaines
- approche déterministe
- approche probabiliste
- résumé des résultats des analyses de la sûreté

Chapitre 8 : Mise en service (pour les nouvelles installations)

Chapitre 9 : Aspects opérationnels

- organisation
- procédures administratives
- procédures d'exploitation
- procédures d'exploitation d'urgence
- lignes directrices pour la gestion des accidents
- entretien, surveillance, inspections et essais
- gestion du vieillissement
- contrôle des modifications
- qualification et formation du personnel
- facteurs humains
- rétroaction fondée sur l'expérience en exploitation
- documents et dossiers

Chapitre 10 : Limites et conditions d'exploitation

Chapitre 11 : Radioprotection

- application du principe ALARA
- sources de rayonnement
- caractéristiques de conception pour la radioprotection
- surveillance des rayonnements
- programme de radioprotection

Chapitre 12 : Préparation aux situations d'urgence

- gestion des situations d'urgence
- installations d'intervention d'urgence
- programme de protection-incendie

Chapitre 13 : Aspects environnementaux associés aux événements anormaux crédibles (comme les déversements)

- effets radiologiques
- effets non radiologiques

Chapitre 14 : Gestion des déchets radioactifs

- contrôle des déchets
- manipulation des déchets radioactifs
- réduction de l'accumulation des déchets
- conditionnement des déchets
- stockage des déchets
- évacuation ou élimination des déchets

Chapitre 15 : Déclassement et fin de vie

- plan de déclassement
- garanties financières

Chapitre 16 : Programme d'information publique

Annexe B : Exemple de paramètres à utiliser pour les limites et conditions d'exploitation

Cette annexe présente quelques exemples de conditions limitatives pour l'exploitation sûre de l'installation, en tenant compte des exigences pour les aspects suivants :

- substances nucléaires (type, forme chimique et physique, capacité maximale de l'installation, composition isotopique)
- substances dangereuses connexes (p. ex., produits chimiques) à l'intérieur de l'installation et de ses équipements
- exigences minimales de disponibilité pour les :
 - SSC importants pour la sûreté
 - exigences relatives aux valeurs d'essai des SSC

Remarque : Dans certains cas, les LCE concernant la disponibilité des SSC peuvent inclure des exigences pour leur essai, notamment ce qui suit :

- essais initiaux et périodiques
 - types d'essais
 - vérification
 - étalonnage ou inspection
 - fréquence requise des inspections
 - période entre deux essais successifs
- moyens de confinement :
 - flux d'air (et, le cas échéant, température et humidité) à l'intérieur de l'installation et dans ses procédés
 - chutes de pression cible dans les filtres
 - pressions à l'intérieur des bâtiments de l'installation (pièces, cellules ou boîtes selon le cas) par rapport à l'atmosphère (dans des conditions normales et d'urgence)
 - isolement des moyens de confinement et activation de la ventilation d'urgence
 - opérations nécessitant un confinement
 - configuration et équipement minimal du système de ventilation
 - taux de fuite des moyens de confinement
 - efficacité des filtres
 - radioprotection et gestion des déchets radioactifs :
 - réglage des systèmes d'alarme-criticité, de détection des rayonnements et de l'équipement et de l'instrumentation de surveillance
 - limites de concentration des substances nucléaires dans l'air
 - niveaux de contrôle de l'exposition aux rayonnements pour l'exploitation, y compris les seuils d'intervention pour les doses de rayonnement
 - limites de la contamination de surface
 - capacité de stockage des déchets nucléaires liquides et solides

- manutention des matériaux, y compris les exigences concernant les :
 - mouvements de substances nucléaires et de substances dangereuses connexes, y compris le transfert sur le site et le transport hors site
 - outils et équipements de manutention, y compris les grues (charges maximales admissibles et exigences en matière d'essais)
 - conteneurs de stockage
- systèmes électriques, y compris les exigences concernant ce qui suit :
 - alimentation électrique de secours
 - fréquence des essais
 - disponibilité et fiabilité de l'alimentation électrique ininterrompue et des groupes électrogènes au diesel
- autres systèmes, par exemple :
 - systèmes de protection-incendie
 - systèmes auxiliaires de procédés
 - systèmes de communication
 - systèmes d'éclairage d'urgence
- systèmes de surveillance et réglages des systèmes d'alarme connexes :
 - valeurs de réglage de l'instrumentation de l'installation
 - valeurs de réglage de l'équipement de procédé nécessaire à la sûreté
- exigences administratives :
 - effectifs (p. ex., effectif minimal et heures de travail)
 - conditions préalables aux activités importantes pour la sûreté (p. ex., transport de matières radioactives ou fissiles, sur le site ou hors site)

Annexe C : Événements initiateurs hypothétiques

Voici les types d'événements initiateurs hypothétiques (EIH) et les plages de conditions applicables aux installations nucléaires de catégorie IB.

C.1 Événements initiateurs hypothétiques sélectionnés

Voici quelques exemples d'EIH :

1. spécification incorrecte des matières entrantes et transférées
2. perte de services
 - perte d'alimentation électrique
 - perte d'air comprimé
 - perte d'atmosphère inerte
 - perte de réfrigérant
 - perte de source froide ultime
3. perte de contrôle de la sûreté-criticité
 - chute de combustible pendant la manutention
 - perte de géométrie
 - inondation
 - perte de poison neutronique
 - réflexion ou modération excessive
 - changement de phase accidentel
 - défaillance ou effondrement de composants structurels
 - erreur d'entretien
 - erreur du système de contrôle
 - surdosage (double dosage)
4. erreurs de traitement
 - configuration incorrecte de l'installation
 - réactif ou liquide de refroidissement insuffisant, ajouté trop rapidement ou trop tôt
 - pression ou débit de gaz incorrect, rupture
 - température incorrecte ou extrême
 - changements de phase imprévus menant à la criticité ou à la perte de confinement
 - fonction requise pour la sûreté non appliquée
 - fonction de sûreté appliquée trop tard
5. défaillances de l'installation et des équipements
 - défaut de confinement ou fuite
 - isolation inadéquate des fluides de procédé
 - blocage ou contournement d'un filtre ou d'une colonne
 - actionnement intempestif d'un SSC important pour la sûreté
 - défaillances structurelles
6. erreurs de manipulation
 - chute d'une charge dangereuse
 - lourde charge déposée sur un ou plusieurs SSC importants pour la sûreté
 - défaillance des mécanismes de verrouillage de sécurité lorsqu'on active le mécanisme
 - protection inadéquate pour ce qui est des freins, de la survitesse ou de la surcharge

- voie obstruée menant à une collision
 - défaillance d'un élément de levage (p. ex., crochet, poutre ou câble)
 - charge fixée au sol
7. événements spéciaux internes
- incendies ou explosions internes
 - inondations internes (p. ex., due aux systèmes d'extincteur ou à d'autres conduites d'eau)
 - défaillance dans le cadre d'une expérimentation
 - accès inapproprié de personnes aux zones d'accès restreint
 - événement de criticité
 - jets de fluide, effet de fouet de tuyau, missiles internes
 - réaction chimique exothermique
 - inflammation de gaz combustibles accumulés (p. ex., hydrogène)
 - défaillance due à la corrosion
 - perte d'absorption des neutrons
 - accidents sur les voies de transport internes (y compris les collisions à l'intérieur du bâtiment de l'installation)
8. événements externes
- incendies ou explosions externes
 - séismes (y compris la formation de failles ou les glissements de terrain induits par des séismes)
 - inondations (y compris la rupture d'un barrage en amont ou en aval, blocage d'une rivière, ou dommages causés par des ondes de tempête ou de fortes vagues)
 - tornades et missiles projetés par les tornades
 - phénomènes météorologiques extrêmes (y compris les précipitations, les tempêtes de sable, les ouragans, les tempêtes et la foudre)
 - écrasements d'aéronefs
 - déversements de substances toxiques
 - effets des installations adjacentes (p. ex., installations nucléaires, installations chimiques et installations de gestion des déchets)
 - risques biologiques, notamment la corrosion microbienne, les dommages structurels ou les dommages causés à l'équipement par les rongeurs ou les insectes
 - sautes de puissance ou surtensions sur la ligne d'alimentation externe
9. erreurs humaines
- erreurs ou omissions des travailleurs
 - erreurs ou omissions dans l'entretien

C.2 Éventail des événements sélectionnés à prendre en considération quant à leur applicabilité

Il faut prendre en considération la classification et les plages ci-dessous pour les événements internes afin d'en déterminer l'applicabilité :

- **incident de fonctionnement prévu (IFP)** : un événement dont la probabilité d'occurrence est supérieure à 10^{-2} par année
- **accident de dimensionnement (AD)** : un événement dont la probabilité d'occurrence est inférieure à 10^{-2} par année mais supérieure à 10^{-5} par année
- **conditions additionnelles de dimensionnement (CAD)** : un événement dont la probabilité d'occurrence est inférieure à 10^{-5} par année mais supérieure à 10^{-6} par année

Les plages suivantes des événements externes sélectionnés doivent être prises en compte pour déterminer leur applicabilité.

Charges dues aux vents et aux tornades

Pour l'évaluation des accidents de dimensionnement (AD) :

Le risque d'occurrence de tornades dans la région concernée est évalué sur la base de données historiques détaillées et de données enregistrées au moyen d'instruments pour la région. Par exemple, les charges éoliennes dans la conception d'une installation existante, si elles sont prescrites par un code de construction applicable, auraient une probabilité annuelle de dépassement supérieure ou égale à 2×10^{-2} . Pour obtenir de plus amples renseignements, veuillez consulter le document *Standard Review Plan for Fuel Cycle Facilities Licence Applications (NUREG-1520)* [19] de la Nuclear Regulatory Commission des États-Unis.

Pour l'évaluation des conditions additionnelles de dimensionnement (CAD) :

Selon la situation géographique de l'installation, il pourrait être nécessaire de prendre en compte les effets d'une tornade ayant une probabilité de dépassement annuelle de 10^{-5} ou plus s'il est possible que les CAD de l'installation aient des conséquences hors site menant à des mesures d'atténuation d'urgence hors site.

Dangers d'inondation

Pour l'évaluation des AD :

Les installations existantes doivent généralement être situées au-dessus de la plaine inondable correspondant à la crue centenaire.

Pour l'évaluation des CAD :

La plaine inondable probable maximale devrait être utilisée si les CAD de l'installation peuvent avoir des conséquences hors site menant à des mesures d'atténuation d'urgence hors site.

Dangers sismiques

Les études régionales proches devraient porter sur une zone géographique dans un rayon d'au moins 25 km en général. Les études des environs du site devraient couvrir une zone géographique dans un rayon d'au moins 5 km. Les études de zones de site devraient porter sur l'ensemble de la zone couverte par l'installation. Pour obtenir de plus amples renseignements, veuillez consulter les prescriptions de sûreté particulières n° SSG-9, *Seismic Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations* [20] de l'AIEA.

On devrait recueillir et documenter des données sur les séismes préhistoriques, historiques et enregistrés par des instruments dans la région. Pour obtenir de plus amples renseignements, veuillez consulter la norme de sûreté n° NS-R-3 (Rév. 1), *Évaluation des sites d'installations nucléaires* [21] de l'AIEA.

Pour l'évaluation des AD :

Les structures des installations existantes faisant partie du cycle du combustible nucléaire sont construites conformément aux codes de construction. On devrait utiliser l'orientation présentée dans la norme du Groupe CSA n° N289.5, *Exigences relatives à l'instrumentation sismique des centrales et des installations nucléaires* [22] si l'installation présente un potentiel de conséquences hors site d'un AD qui pourraient mener à des mesures d'atténuation d'urgence hors site.

Pour l'évaluation des CAD :

La norme du Groupe CSA n° N289.5, *Exigences relatives à l'instrumentation sismique des centrales et des installations nucléaires* [22] fournit une orientation en ce qui concerne le respect des critères relatifs à un séisme de référence ayant une probabilité de dépassement annuelle entre 10^{-3} et 10^{-4} . On devrait utiliser la norme du Groupe CSA n° N289.5 [22] si l'installation présente un potentiel de conséquences hors site des CAD qui pourraient mener à des mesures d'atténuation d'urgence hors site.

Écrasements d'aéronefs

Il convient de tenir compte des risques d'écrasement d'aéronef, y compris les impacts, les incendies et les explosions sur le site, notamment les aspects suivants :

- les caractéristiques prévisibles du trafic aérien, de l'emplacement et des types d'aéroports
- les caractéristiques des aéronefs, y compris ceux qui ont une autorisation spéciale de survoler l'installation ou de s'en approcher, notamment les avions de lutte contre les incendies et les hélicoptères

Pour obtenir de plus amples renseignements, veuillez consulter la norme de sûreté n° NS-R-3 (Rév. 1), *Évaluation des sites d'installation nucléaire* [21] de l'AIEA.

Pour l'évaluation des AD et des CAD :

Les dangers potentiels résultant d'écrasements d'aéronefs doivent être pris en compte si :

- les voies aériennes ou les approches d'aéroport passent à moins de 4 km du site
- les aéroports sont situés dans un rayon de 10 km du site pour tous les aéroports, sauf les plus grands
- dans le cas des grands aéroports, la distance (d) en kilomètres entre l'aéroport et le site proposé est inférieure à 16 km, et le nombre de vols annuels prévus est supérieur à $500 d^2$

Lorsque la distance (d) est supérieure à 16 km, le danger doit être pris en compte si le nombre de vols annuels prévus est supérieur à $1\,000 d^2$.

Dans le cas des installations militaires ou de l'utilisation de l'espace aérien à des fins spéciales (p. ex., pour les exercices de bombardement ou les champs de tir) qui pourraient présenter un danger pour le site, le danger doit être pris en compte si ces installations se trouvent dans un rayon de 30 km du site proposé.

Pour obtenir de plus amples renseignements, veuillez consulter la norme de sûreté n° NS-G-3.1, *Les événements externes d'origine humaine dans l'évaluation des sites de centrales nucléaires* [23] de l'AIEA.

Références

La CCSN pourrait inclure des références à des documents sur les pratiques exemplaires et les normes, comme celles publiées par le Groupe CSA. Avec la permission du Groupe CSA, qui en est l'éditeur, toutes les normes de la CSA associées au nucléaire peuvent être consultées gratuitement sur la page Web de la CCSN « [Comment obtenir un accès gratuit à l'ensemble des normes de la CSA associées au nucléaire](#) ».

1. Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN). [REGDOC-2.11.1, Gestion des déchets, tome III : Dossier de sûreté pour la gestion à long terme des déchets radioactifs](#), Ottawa, Canada.
2. CCSN. [REGDOC-3.5.3, Principes fondamentaux de réglementation](#), Ottawa, Canada.
3. Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA). Prescriptions de sûreté particulières n° [SSR-4, Sûreté des installations du cycle du combustible nucléaire](#), Vienne, Autriche, 2017.
4. CCSN. [REGDOC-3.6, Glossaire de la CCSN](#), Ottawa, Canada.
5. Groupe CSA. Norme n° N286-12, [Exigences relatives au système de gestion des installations nucléaires](#), confirmée en 2017.
6. AIEA. Guide de sûreté n° GS-G-3.5, [The Management System for Nuclear Installations](#), Vienne, Autriche, 2009.
7. Groupe CSA. Norme n° N292.1-16, [Stockage en piscine du combustible irradié et autres matières radioactives](#), 2016.
8. CCSN. [REGDOC-2.5.2, Conception d'installations dotées de réacteur](#), Ottawa, Canada.
9. Groupe CSA. Norme n° N286.7-16, [Assurance de la qualité des programmes informatiques scientifiques, d'analyse et de conception](#), 2016 (révisée 2021)
10. AIEA. Guide de sûreté n° [SSG-5, Safety of Conversion Facilities and Uranium Enrichment Facilities](#), Vienne, Autriche, 2010.
11. AIEA. Guide de sûreté n° [SSG-6, Safety of Uranium Fuel Fabrication Facilities](#), Vienne, Autriche, 2010.
12. AIEA. TECDOC n° 1267, [Procedures for Conducting Probabilistic Safety Assessment for Non-Reactor Nuclear Facilities](#), Vienne, Autriche, 2002.
13. CCSN. [REGDOC-2.2.5, Effectif minimal](#), Ottawa, Canada.
14. CCSN. [REGDOC-2.4.3, Sûreté-criticité nucléaire](#), Ottawa, Canada.
15. Santé Canada. H46-2/03-326F, [Lignes directrices canadiennes sur les interventions en situation d'urgence](#), Ottawa, Canada, 2003.
16. AIEA. Prescriptions générales de sûreté n° GSR Partie 7, [Préparation et conduite des interventions en cas de situation d'urgence nucléaire ou radiologique](#), Vienne, Autriche, 2015.

17. Groupe CSA. Norme n° N292.0, [Principes généraux pour la gestion des déchets radioactifs et du combustible irradié](#), 2019.
18. Groupe CSA. Norme n° N292.2, [Entreposage à sec provisoire du combustible irradié](#), 2013 (confirmée en 2018).
19. Nuclear Regulatory Commission (NRC) des États-Unis. [Standard Review Plan for Fuel Cycle Facilities License Applications \(NUREG-1520\)](#), Révision 2, 2015.
20. AIEA. Prescriptions de sûreté particulières, n° SSG-9, [Seismic Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations](#), Vienne, Autriche, 2010.
21. AIEA. Prescriptions générales de sûreté, n° NS-R-3 (Rev. 1), [Évaluation des sites d'installation nucléaire](#), Vienne, Autriche, 2016.
22. Groupe CSA. Norme n° N289.5, [Exigences relatives à l'instrumentation sismique des centrales et des installations nucléaires](#), confirmée en 2017.
23. AIEA. Guide de sûreté, n° NS-G-3.1, [Les événements externes d'origine humaine dans l'évaluation des sites de centrales nucléaires](#), Vienne, Autriche, 2002.

Renseignements supplémentaires

La CCSN pourrait recommander d'autres documents sur les pratiques exemplaires et les normes, comme ceux publiés par le Groupe CSA. Avec la permission du Groupe CSA, qui en est l'éditeur, toutes les normes du Groupe CSA associées au nucléaire peuvent être consultées gratuitement à partir de la page Web de la CCSN « [Comment obtenir un accès gratuit à l'ensemble des normes du Groupe CSA associées au nucléaire](#) ».

Les documents suivants fournissent des renseignements supplémentaires qui pourraient être pertinents et faciliter la compréhension des exigences et de l'orientation fournies dans le présent document d'application de la réglementation :

- Groupe CSA. Norme n° N291, *Exigences relatives aux enceintes reliées à la sûreté des centrales nucléaires*, 2019.
- Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA). Prescriptions générales de sûreté, [GSR Partie 4 \(Rev. 1\), Évaluation de la sûreté des installations et activités](#), Vienne, Autriche, 2016.
- AIEA. Guide de sûreté, [GS-G-4.1, Format and Content of the Safety Analysis Report for Nuclear Power Plants](#), Vienne, Autriche, 2004.
- Nuclear Regulatory Commission (NRC) des États-Unis. [Integrated Safety Analysis Orientation Document \(NUREG-1513\)](#), 2001.

Séries de documents d'application de la réglementation de la CCSN

Les installations et activités du secteur nucléaire du Canada sont réglementées par la CCSN. En plus de la *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires* et de ses règlements d'application, il pourrait y avoir des exigences en matière de conformité à d'autres outils de réglementation, comme les documents d'application de la réglementation ou les normes.

Les documents d'application de la réglementation préparés par la CCSN sont classés en fonction des catégories et des séries suivantes :

1.0 Installations et activités réglementées

- Séries
- 1.1 Installations dotées de réacteurs
 - 1.2 Installations de catégorie IB
 - 1.3 Mines et usines de concentration d'uranium
 - 1.4 Installations de catégorie II
 - 1.5 Homologation d'équipement réglementé
 - 1.6 Substances nucléaires et appareils à rayonnement

2.0 Domaines de sûreté et de réglementation

- Séries
- 2.1 Système de gestion
 - 2.2 Gestion de la performance humaine
 - 2.3 Conduite de l'exploitation
 - 2.4 Analyse de la sûreté
 - 2.5 Conception matérielle
 - 2.6 Aptitude fonctionnelle
 - 2.7 Radioprotection
 - 2.8 Santé et sécurité classiques
 - 2.9 Protection de l'environnement
 - 2.10 Gestion des urgences et protection-incendie
 - 2.11 Gestion des déchets
 - 2.12 Sécurité
 - 2.13 Garanties et non-prolifération
 - 2.14 Emballage et transport

3.0 Autres domaines de réglementation

- Séries
- 3.1 Exigences relatives à la production de rapports
 - 3.2 Mobilisation du public et des Autochtones
 - 3.3 Garanties financières
 - 3.4 Séances de la Commission
 - 3.5 Processus et pratiques de la CCSN
 - 3.6 Glossaire de la CCSN

Remarque : Les séries de documents d'application de la réglementation pourraient être modifiées périodiquement par la CCSN. Chaque série susmentionnée peut comprendre plusieurs documents d'application de la réglementation. Pour obtenir la plus récente [liste de documents d'application de la réglementation](#), veuillez consulter le site Web de la CCSN.