



Conduite de l'exploitation

Gestion des accidents

REGDOC-2.3.2, Version 2

Septembre 2015



Gestion des accidents

Document d'application de la réglementation REGDOC-2.3.2, version 2

© Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) 2015

Numéro de catalogue de TPSGC CC172-116/2015F-PDF

ISBN 978-0-660-03339-6

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

Also available in English under the title: REGDOC-2.3.2, Operating Performance: Accident Management, Version 2

Disponibilité du document

Les personnes intéressées peuvent consulter le document sur le site Web de la CCSN à suretenucleaire.gc.ca 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 (Canada seulement)

Télécopieur : 613-995-5086

Courriel : info@cnsccsn.gc.ca

Site Web : suretenucleaire.gc.ca

Facebook : facebook.com/Commissioncanadiennedesuretenucleaire

YouTube : youtube.com/ccsnensc

Historique de publication

Octobre 2014 Version 1

Septembre 2015 Version 2

Préface

Ce document d'application de la réglementation fait partie de la série de documents d'application de la réglementation de la CCSN intitulée Conduite de l'exploitation, qui porte également sur la tenue des activités autorisées. 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-2.3.2, *Gestion des accidents*, énonce les exigences et les directives de la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) relatives à l'élaboration, à la mise en œuvre et à la validation d'une approche de gestion intégrée des accidents pour les installations dotées de réacteurs.

La gestion des accidents est un engagement en faveur de l'approche liée à la défense en profondeur et est un élément important des capacités générales du titulaire de permis pour s'assurer que les risques posés par les réacteurs nucléaires demeurent faibles. La défense en profondeur est appliquée à toutes les activités organisationnelles et comportementales, ainsi qu'aux activités de conception liées à la sûreté et à la sécurité, afin de s'assurer qu'elles soient couvertes par des mesures qui se recoupent. Il importe que les titulaires de permis mettent en œuvre et maintiennent des procédures d'exploitation, des lignes directrices et des capacités adéquates pour gérer les situations anormales et les accidents, y compris les accidents graves. Ce document d'application de la réglementation précise les principes de sûreté, les exigences de haut niveau et les lignes directrices de soutien permettant aux titulaires de permis d'élaborer, de mettre en œuvre et d'évaluer un programme intégré de gestion des accidents comprenant des éléments relatifs à la gestion des accidents graves.

Les éléments et principes fondamentaux à la base du document sont conformes aux principes, guides et rapports suivants en matière de sûreté de l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA) :

- Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA), collection Normes de sûreté n° SF-1, *Normes de sûreté de l'AIEA pour la protection des personnes et de l'environnement – Principes fondamentaux de sûreté* [1]
- AIEA, collection Guides de sûreté n° NS-G-2.15, STI/PUB/1376, *Severe Accident Management Programmes for Nuclear Power Plants – Safety Guide* [2]
- AIEA, collection Rapports de sûreté n° 32, STI/PUB/1167, *Implementation of Accident Management Programmes in Nuclear Power Plants* [3]
- AIEA, collection Services de sûreté n° 9, IAEA-SVS-09, *Guidelines for the Review of Accident Management Programmes in Nuclear Power Plants* [4]

Ce document reflète les leçons retenues de l'accident nucléaire de Fukushima, survenu en mars 2011, et donne suite à des conclusions du Rapport du Groupe de travail de la CCSN sur Fukushima. Ce document remplace le document REGDOC-2.3.2, *Programmes de gestion des accidents graves touchant les réacteurs nucléaires*, publié en septembre 2013.

Le présent document se veut un élément du fondement d'autorisation d'une installation ou d'une activité réglementée, conformément à la portée énoncée du document. Il sera intégré soit aux conditions et aux mesures de sûreté et de réglementation d'un permis, soit aux mesures de sûreté et de réglementation décrites dans la demande de permis et les documents soumis à l'appui de cette demande.

Pour les nouvelles installations proposées, le présent document servira à évaluer les nouvelles demandes de permis pour des installations dotées de réacteurs.

L'orientation contenue dans le présent document explique comment élaborer une approche intégrée de gestion des accidents, mais il est possible que les mesures de gestion des accidents de l'installation soient mises en place différemment. On ne s'attend pas à ce que les installations existantes dotées de réacteurs établissent un programme de gestion des accidents distincts et elles ne sont pas tenues de le faire.

L'orientation contenue dans le présent document vise à informer le demandeur, à expliquer plus en détail des exigences ou à fournir de l'orientation aux demandeurs et aux titulaires de permis sur la façon de répondre aux exigences. Ces sections précisent aussi comment le personnel de la CCSN évalue des problèmes particuliers ou des données pendant son examen des demandes de permis. On s'attend à ce que les demandeurs étudient cette orientation et en tiennent compte. S'ils choisissent de ne pas y adhérer, ils devraient expliquer comment la méthode qu'ils ont sélectionnée répond aux exigences réglementaires.

Le demandeur ou le titulaire de permis peut soumettre un dossier démontrant que l'intention d'une exigence est prise en compte par d'autres moyens et démontrée à l'aide de preuves justificatives.

Pour les installations actuelles, les exigences contenues dans le présent document ne s'appliquent pas à moins qu'elles aient été incluses, en tout ou en partie, dans le permis ou le fondement d'autorisation.

Une méthode graduée, proportionnelle aux risques, peut être définie et utilisée pour appliquer les exigences et l'orientation énoncées dans le présent document d'application de la réglementation. L'utilisation d'une méthode graduée ne constitue pas un assouplissement des exigences. Avec la méthode graduée, l'application des exigences est proportionnelle aux risques et aux caractéristiques particulières de l'installation ou de l'activité.

Les exigences et l'orientation contenues dans ce document sont conformes aux pratiques nationales et internationales les plus récentes utilisées pour traiter les questions et les facteurs qui contribuent à assurer la sûreté nucléaire et à l'améliorer. Plus particulièrement, ce document est fondé sur une méthode plus moderne de classement des accidents qui est axée sur les risques et tient compte de tout l'éventail des accidents possibles, notamment de ceux qui ont les conséquences les plus graves pour la population.

Remarque importante : Ce document fait partie du fondement d'autorisation d'une installation ou d'une activité réglementée si on s'y réfère directement ou indirectement dans le permis (notamment dans des documents cités en référence du titulaire de permis).

Le fondement d'autorisation établit les conditions limites du rendement acceptable pour une installation ou une activité réglementée et établit les bases du programme de conformité de la CCSN à l'égard de cette installation ou activité réglementée.

Dans le cas où le document est un élément du fondement d'autorisation, 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
1.4	Documents nationaux et internationaux.....	3
2.	Gestion des accidents et liens avec la préparation aux situations d'urgence et le principe de défense en profondeur	4
3.	Exigences relatives à l'approche intégrée de gestion des accidents.....	6
3.1	Objectifs de la gestion des accidents	6
3.2	Exigences générales	7
3.3	Exigences relatives à l'équipement et aux instruments	8
3.4	Exigences relatives aux procédures et aux lignes directrices	8
3.5	Exigences relatives à la performance humaine et organisationnelle.....	9
4.	Orientation concernant l'élaboration d'une approche intégrée de gestion des accidents.....	9
4.1	Considérations générales	9
4.2	Établissement d'une approche intégrée de gestion des accidents	10
4.2.1	Identification des problèmes risquant de compromettre les fonctions de sûreté du réacteur	10
4.2.2	Identification des capacités du réacteur	12
4.2.3	Élaboration de stratégies et de mesures	12
4.2.4	Analyses justificatives	13
4.2.5	Élaboration de procédures et de lignes directrices.....	14
4.3	Autres considérations.....	16
4.3.1	Dispositions relatives à l'équipement	16
4.3.2	Rôle de l'instrumentation.....	17
4.3.3	Responsabilités de l'organisation	17
4.3.4	Liens de communication.....	19

5.	Orientation concernant la mise en œuvre d'une approche intégrée de gestion des accidents.....	19
5.1	Intégration des procédures, des lignes directrices et des arrangements	20
5.2	Vérification et validation des procédures et des lignes directrices	20
5.3	Performance humaine et organisationnelle	20
5.4	Formation.....	21
6.	Orientation concernant la validation d'une approche intégrée de gestion des accidents.....	22
6.1	Examen d'une approche intégrée de gestion des accidents	22
6.2	Évaluation des systèmes et de l'équipement.....	23
6.3	Évaluation des ressources	24
7.	Orientation concernant la documentation d'une approche intégrée de gestion des accidents.....	24
	Annexe A : Chevauchement des dispositions relatives à la gestion intégrée des accidents et à la préparation aux situations urgences	26
	Sigles	27
	Glossaire.....	28
	Références.....	32

Gestion des accidents

1. Introduction

1.1 Objet

Le document REGDOC-2.3.2, *Gestion des accidents*, présente les exigences et l'orientation de la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) relatives à l'élaboration, à la mise en œuvre et à la validation d'une approche intégrée de gestion des accidents pour les installations dotées de réacteurs.

1.2 Portée

La gestion des accidents englobe de multiples éléments, comme les équipements, les instruments, les procédures, les lignes directrices, la performance humaine et le rendement organisationnel. Elle est liée à de nombreux programmes établis pour une installation dotée de réacteurs. Une approche intégrée de gestion des accidents est requise pour gérer les accidents touchant une telle installation. Les accidents potentiels peuvent découler de toutes sortes d'événements déclencheurs, causés par des défaillances techniques ou erreurs humaines ou par des dangers naturels ou artificiels. Les événements déclencheurs touchant n'importe quelle partie ou des parties de l'installation, en particulier les réacteurs et les piscines de stockage du combustible irradié, doivent être pris en compte, tant pendant l'exploitation des réacteurs que l'état d'arrêt. Les mesures de gestion des accidents font appel à l'ensemble des infrastructures, des équipements, des procédures et des lignes directrices, ainsi qu'aux ressources humaines et organisationnelles disponibles.

Ce document d'application de la réglementation stipule des exigences et fournit de l'orientation complémentaire permettant aux titulaires de permis d'élaborer, de mettre en œuvre et d'évaluer une approche intégrée de gestion des accidents pour les installations dotées de réacteurs nucléaires, à l'exception des réacteurs dont la puissance thermique est inférieure à 10 MW.

Les activités et les processus relatifs à la gestion des accidents doivent être établis en fonction du risque relatif posé par les activités réglementées d'une installation dotée d'un réacteur, risque qui pourrait varier en fonction de la puissance thermique du réacteur et de la disponibilité des systèmes de protection. Il pourrait être possible de montrer que certains éléments de la gestion des accidents sont inutiles ou ne s'appliquent pas. Il incombe au demandeur ou au titulaire de permis de démontrer que les dispositions relatives à la gestion des accidents sont adéquates pour limiter les risques que posent les accidents, y compris ceux qui sont graves.

Le document précise les exigences et l'orientation qui doivent être utilisées pour élaborer et valider les éléments nécessaires tels que les procédures d'exploitation sur incident (PEI) ou les lignes directrices pour la gestion des accidents graves (LDGAG), et pour démontrer que le titulaire de permis est en mesure de maîtriser les incidents de fonctionnement prévus (IFP), les accidents de dimensionnement (AD), les accidents hors dimensionnement (AHD), y compris les conditions additionnelles de dimensionnement (CAD), et les accidents graves.

La gestion des accidents est un élément important des capacités globales des titulaires de permis de veiller à ce que les risques liés aux réacteurs nucléaires en exploitation demeurent faibles. Les titulaires de permis doivent être en mesure de démontrer qu'ils ont des dispositifs appropriés en place pour la gestion des écarts par rapport à l'exploitation normale, qui vont jusqu'aux accidents

graves. La définition de « gestion des accidents » qui se trouve dans le présent document est conforme aux pratiques internationales. Elle a évolué à partir de la définition qu'en fait actuellement l'AIEA et a été adaptée pour couvrir à la fois les AD et les AHD.

Dans ce document, on se concentre sur les aspects liés à la gestion des accidents et il ne comporte donc pas d'exigences ou de mesures en ce qui concerne la préparation et la conduite des interventions d'urgence dans la mesure où celles-ci sont présentées dans le document REGDOC-2.10.1, *Préparation et intervention relatives aux urgences nucléaires* [5].

1.3 Législation pertinente

Les dispositions de la *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires* (LSRN) et de ses règlements qui s'appliquent ici englobent les éléments suivants :

- le paragraphe 24(4) de la LSRN stipule que « la Commission ne délivre, ne renouvelle, ne modifie ou ne remplace une licence ou un permis ou n'en autorise le transfert que si elle est d'avis que l'auteur de la demande ou, s'il s'agit d'une demande d'autorisation de transfert, le cessionnaire, à la fois :
 - a) est compétent pour exercer les activités visées par la licence ou le permis;
 - b) prendra, dans le cadre de ces activités, les mesures voulues pour préserver la santé et la sécurité des personnes, protéger l'environnement, maintenir la sécurité nationale et mener à bien les obligations internationales que le Canada a assumées »;
- les alinéas 12(1)a) à 12(1)f) du *Règlement général sur la sûreté et la réglementation nucléaires*, qui stipulent que « le titulaire de permis :
 - a) veille à ce qu'il y ait suffisamment de travailleurs qualifiés pour exercer l'activité autorisée en toute sécurité et conformément à la Loi, à ses règlements et au permis;
 - b) forme les travailleurs pour qu'ils exercent l'activité autorisée conformément à la Loi, à ses règlements et au permis;
 - c) prend toutes les précautions raisonnables pour protéger l'environnement, préserver la santé et la sécurité des personnes et maintenir la sécurité des installations nucléaires et des substances nucléaires;
 - d) fournit les appareils exigés par la Loi, ses règlements et le permis et les entretient conformément aux spécifications du fabricant;
 - e) exige de toute personne se trouvant sur les lieux de l'activité autorisée qu'elle utilise l'équipement, les appareils et les vêtements et qu'elle suive les procédures conformément à la Loi, à ses règlements et au permis;
 - f) prend toutes les précautions raisonnables pour contrôler le rejet de substances nucléaires radioactives ou de substances dangereuses que l'activité autorisée peut entraîner là où elle est exercée et dans l'environnement ».
- l'article 5 du *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I*, qui stipule que « la demande de permis pour construire une installation nucléaire de catégorie I comprend les renseignements suivants, outre ceux exigés à l'article 3 :
 - d) une description des ouvrages à construire pour l'installation nucléaire, y compris leur conception et leurs caractéristiques de conception;
 - e) une description des systèmes et de l'équipement qui seront aménagés à l'installation nucléaire, y compris leur conception et leurs conditions nominales de fonctionnement;
 - i) les effets sur l'environnement ainsi que sur la santé et la sécurité des personnes que peuvent avoir la construction, l'exploitation et le déclassement de l'installation nucléaire, de même que les mesures qui seront prises pour éviter ou atténuer ces effets ».
- l'article 6 du *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I*, qui stipule que « la demande de permis pour exploiter une installation nucléaire de catégorie I comprend les

- renseignements suivants, outre ceux exigés à l'article 3 :
- d) les mesures, politiques, méthodes et procédures proposées pour l'exploitation et l'entretien de l'installation nucléaire;
 - g) le programme de mise en service proposé pour les systèmes et l'équipement de l'installation nucléaire;
 - h) les effets sur l'environnement ainsi que sur la santé et la sécurité des personnes que peuvent avoir l'exploitation et le déclassement de l'installation nucléaire, de même que les mesures qui seront prises pour éviter ou atténuer ces effets;
 - i) l'emplacement proposé des points de rejet, les quantités et les concentrations maximales proposées, ainsi que le volume et le débit d'écoulement prévus des rejets de substances nucléaires et de substances dangereuses dans l'environnement, y compris leurs caractéristiques physiques, chimiques et radiologiques;
 - j) les mesures proposées pour contrôler les rejets de substances nucléaires et de substances dangereuses dans l'environnement;
 - k) les mesures proposées pour éviter ou atténuer les effets que les rejets accidentels de substances nucléaires et de substances dangereuses peuvent avoir sur l'environnement, sur la santé et la sécurité des personnes ainsi que sur le maintien de la sécurité nationale, y compris les mesures visant à :
 - (i) aider les autorités extérieures à effectuer la planification et la préparation en vue de limiter les effets d'un rejet accidentel,
 - (ii) aviser les autorités extérieures d'un rejet accidentel ou de l'imminence d'un tel rejet,
 - (iii) tenir les autorités extérieures informées pendant et après un rejet accidentel,
 - (iv) aider les autorités extérieures à remédier aux effets d'un rejet accidentel,
 - (v) mettre à l'épreuve l'application des mesures pour éviter ou atténuer les effets d'un rejet accidentel ».
- l'article 7 du *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I*, qui stipule que « la demande de permis pour déclasser une installation nucléaire de catégorie I comprend les renseignements suivants, outre ceux exigés à l'article 3 :
 - i) les mesures proposées pour éviter ou atténuer les effets que les rejets accidentels de substances nucléaires et de substances dangereuses peuvent avoir sur l'environnement, sur la santé et la sécurité des personnes ainsi que sur le maintien de la sécurité nationale, y compris un plan d'intervention d'urgence ».

1.4 Documents nationaux et internationaux

Le document REGDOC-2.3.2, *Gestion des accidents*, est l'adaptation par la CCSN des principes et des directives établis dans différents documents nationaux et internationaux, parmi lesquels :

- Fondements de sûreté de l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA) n° SF-1, *Principes fondamentaux de sûreté*, [1]
- AIEA, Prescriptions de sûreté particulières n° SSR-2/2, *Sûreté des centrales nucléaires : mise en service et exploitation (Prescription 19 : Programme de gestion des accidents)*, [6]
- IAEA Safety Standards Series No. NS-G-2.15, STI/PUB/1376, *Severe Accident Management Programmes for Nuclear Power Plants - Safety Guide* [2]
- AIEA, Guide de sûreté n° NS-G-2.15, *Severe Accident Management Programmes for Nuclear Power Plants* [2]
- AIEA, collection Rapports de sûreté n° 32, *Implementation of Accident Management Programmes in Nuclear Power Plants* [3]
- AIEA, INSAG-10, *La défense en profondeur en sûreté nucléaire* [7]
- AIEA, INSAG 12, *Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants, 75-INSAG-3, rév. 1* [8]

- AIEA, TECDOC-1440, *Overview of Training Methodology for Accident Management at Nuclear Power Plants* [9]
- AIEA, collection Services n° 9, IAEA-SVS-09, *Guidelines for the Review of Accident Management Programmes in Nuclear Power Plants* [4]
- Ensemble de normes de l'Association canadienne de normalisation (CSA) N-286, *Exigences relatives au système de gestion des installations nucléaires* [10]

2. Gestion des accidents et liens avec la préparation aux situations d'urgence et le principe de défense en profondeur

La gestion des urgences inclut la prévention, l'atténuation, la préparation, l'intervention et le rétablissement en ce qui a trait aux urgences nucléaires.

Les titulaires de permis sont responsables de la prévention des urgences nucléaires aux installations nucléaires canadiennes. En vertu de la *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires*, la CCSN régleme le secteur nucléaire canadien afin de prévenir tout risque inacceptable pour l'environnement, la santé et la sûreté des personnes et la sécurité nationale. L'atténuation des urgences nucléaires vise à mettre en place l'équipement (comme les recombineurs d'hydrogène) ou les procédures (comme les procédures d'exploitation d'urgence) avant une urgence nucléaire, afin d'en réduire l'ampleur ou l'impact potentiels. Le document REGDOC-2.3.2 traite de ce volet de la gestion des urgences.

La préparation est liée aux mesures prises avant une urgence nucléaire afin de pouvoir intervenir et d'en gérer ses conséquences. Elle inclut l'élaboration de procédures et de plans d'intervention, la formation des travailleurs, l'entretien des installations d'urgence, la tenue d'exercices et la sensibilisation du public.

L'intervention se rapporte aux mesures prises, sur le site et hors site, au cours d'une urgence nucléaire afin de réduire l'ampleur du danger et de gérer ses conséquences pour la santé, la sûreté et l'environnement. Les mesures d'intervention incluent la protection des travailleurs, le soutien aux activités de gestion des accidents, les communications au public en situation d'urgence, les soins médicaux d'urgence, la mise à l'abri sur place ou l'évacuation.

Le rétablissement inclut les mesures prises à court et à long terme ainsi que sur le site et hors site afin de rétablir à un niveau acceptable les organisations qui participent à la gestion d'une urgence nucléaire et les collectivités touchées. Le niveau de rétablissement est habituellement déterminé par les autorités responsables, en consultation avec les parties intéressées touchées par l'urgence nucléaire.

Le document REGDOC 2.10.1, *Préparation et intervention relatives aux urgences nucléaires*, contient de plus amples renseignements sur la préparation, l'intervention et le rétablissement en ce qui a trait aux urgences nucléaires.

Le principe fondamental de la gestion des accidents est qu'en présence de tout accident dont l'éventualité est crédible, l'exploitant d'un réacteur nucléaire doit être en mesure :

- d'éviter que l'accident ne dégénère
- d'atténuer les conséquences de l'accident
- d'en arriver à un état stable et sûr à long terme après l'accident

Pour ce faire, une approche intégrée de gestion des accidents doit former un ensemble cohésif de plans et de dispositions prévus pour s'assurer qu'en cas d'accident :

- les systèmes de sûreté et les structures, systèmes et composants (SSC) disponibles puissent être utilisés pour contrôler la réactivité, refroidir le combustible et confiner les matières radioactives de manière à éviter ou à atténuer les dommages subis par la centrale et les torts subis par les travailleurs, le public et l'environnement
- les membres du personnel qui ont des responsabilités dans la gestion des accidents soient adéquatement préparés pour utiliser les ressources, les procédures et les lignes directrices disponibles afin de prendre des mesures de gestion d'accident efficaces et, s'il y a lieu, d'appeler les équipes d'intervention d'urgence et d'interagir avec celles-ci

Les IFP et les AD sont inclus dans les considérations de gestion des accidents pour s'assurer qu'ils ne se transforment pas en accidents plus difficiles à gérer et que leurs conséquences sont atténuées afin qu'elles ne dépassent pas certaines limites bien définies. Les réacteurs en exploitation présentent déjà des caractéristiques essentielles pour atténuer les IFP et les AD, à savoir :

- des dispositions relatives à la conception permettant le déclenchement automatique des systèmes de contrôle et/ou de sûreté pour mettre fin à la plupart des événements
- des PEU pour intervenir en cas d'événements de dimensionnement
- les programmes liés à l'entretien de l'équipement, à la performance humaine, à la formation et à l'effectif minimal

Les mesures de gestion des accidents propres à la centrale tirent parti des composantes et des documents existants et intègre toutes les mesures disponibles pour la gestion des accidents.

Ainsi, la gestion des accidents fournit la capacité d'intervenir en cas d'accident dans l'installation d'un réacteur. Il est important de reconnaître que la gestion des accidents diffère de la préparation aux situations d'urgence, et ce, malgré les recoupements qui existent entre les deux. La préparation aux situations d'urgence traite des interventions permettant d'atténuer, sur le site et à l'extérieur de celui-ci, les conséquences d'un accident pour les travailleurs et le public.

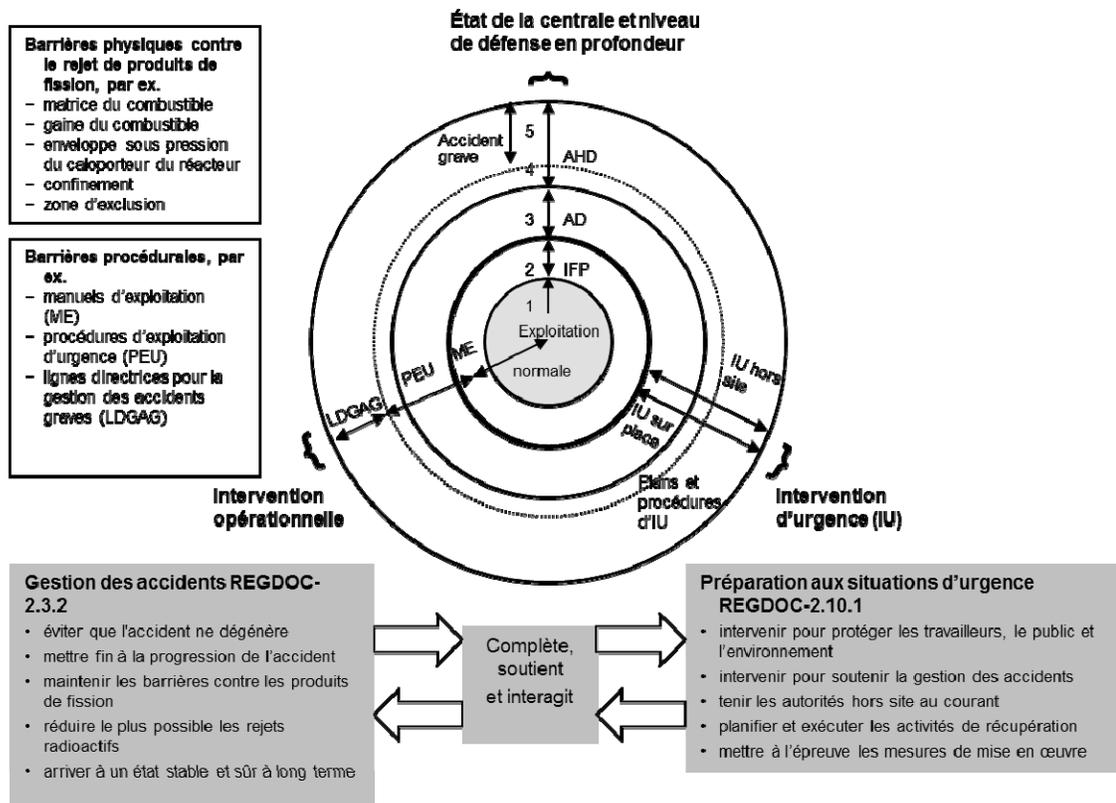
La gestion des accidents et la préparation aux situations d'urgence font toutes deux partie de la défense en profondeur. La première a trait aux niveaux 3 et 4 de défense en profondeur alors que la seconde correspond à son niveau 5. Le niveau 3 de défense en profondeur est associé au contrôle d'un accident, une situation où des procédures fondées sur les règles sont en général utilisées. Le niveau 4 renvoie aux accidents hors dimensionnement, dont les accidents graves, c'est-à-dire des situations où les efforts portent sur la gestion de l'accident et où les exploitants peuvent devoir mettre de côté les procédures fondées sur les règles au profit de lignes directrices et de procédures fondées sur les symptômes, ce qui exige un grand recours au jugement.

La figure 1 illustre les liens entre la gestion des accidents, la préparation aux situations d'urgence et la défense en profondeur. La gestion des accidents a pour but d'empêcher l'escalade d'un événement déjà en cours et d'en réduire le plus possible les émissions radioactives au moyen de différentes mesures physiques et procédurales. Ces mesures peuvent varier selon l'accident (qui peut être un accident de dimensionnement ou un accident hors dimensionnement, y compris un accident grave). Le programme de préparation aux urgences (décrit dans le document REGDOC-2.10.1 [5]) indique de quelle façon les installations et les organismes nucléaires concernés se préparent à une urgence nucléaire ou radiologique à l'intérieur et à l'extérieur du site, et de quelle façon ils prévoient intervenir pour protéger les travailleurs et le public.

Il est admis que l'intervention inclut différentes mesures selon la gravité de l'accident. Bien déterminer les critères de transition est essentiel pour assurer un déclenchement sans heurt de l'intervention appropriée.

L'annexe A présente en détail les différents éléments essentiels d'une approche de gestion des accidents utilisée pour intervenir en cas d'IFP, d'AD et d'AHD.

Figure 1 : Illustration d'une approche de gestion des accidents (REGDOC-2.3.2) et d'une approche de préparation aux urgences nucléaires (REGDOC-2.10.1), et de leurs relations



3. Exigences relatives à l'approche intégrée de gestion des accidents

Cette section précise les exigences relatives à la gestion des accidents. La première sous-section définit les objectifs de la gestion des accidents. La deuxième sous-section présente les exigences générales ou de haut niveau. Ensuite, les exigences particulières traitant des principaux éléments d'une approche de gestion des accidents sont regroupées sous les rubriques consacrées à l'équipement, aux procédures et aux aspects humains et organisationnels.

3.1 Objectifs de la gestion des accidents

Conformément à la LSRN et à ses règlements d'application, l'objectif primordial en matière de sûreté nucléaire est de protéger les personnes, la société et l'environnement de tout préjudice en établissant et en maintenant des systèmes efficaces de défense contre les risques radiologiques et les substances dangereuses. Lorsqu'un accident se produit dans une installation dotée d'un réacteur nucléaire, l'objectif susmentionné est atteint en remplissant les fonctions de sûreté fondamentales suivantes :

- contrôle de la réactivité
- évacuation de la chaleur du cœur
- confinement des matières radioactives
- blindage contre le rayonnement
- contrôle des rejets opérationnels et des substances dangereuses, ainsi que la limitation des rejets accidentels
- surveillance des paramètres critiques pour la sûreté pour guider les interventions des opérateurs

Les objectifs particuliers d'une approche de gestion des accidents consistent à :

- mettre fin à la progression de l'accident le plus rapidement possible
- éviter qu'un accident n'entraîne des conséquences graves
- maintenir l'intégrité des barrières contre les produits de fission, y compris le confinement et le stockage du combustible irradié
- réduire au minimum le rejet de matières radioactives dans l'environnement
- maintenir le cœur du réacteur ou le stockage de combustible irradié dans un état stable et sûr à long terme

Pour répondre à ces exigences de haut niveau, le titulaire de permis doit répondre à toutes les exigences spécifiées dans cette section et prendre en considération l'orientation figurant aux sections 4, 5, 6 et 7.

3.2 Exigences générales

Les titulaires de permis doivent :

1. dégager et mettre en œuvre des mesures de gestion des accidents propres au réacteur afin de garantir le maintien de capacités adéquates pour faire face aux scénarios, allant des IFP aux accidents graves
2. tenir compte, dans la mesure du possible, des événements déclencheurs susceptibles de causer des dommages tellement importants aux infrastructures que les ressources hors du site ne sont pas disponibles facilement
3. s'assurer que les mesures de gestion des accidents englobent tous les modes de fonctionnement, y compris l'état d'arrêt. On doit tenir compte des événements susceptibles de causer des dommages au combustible dans le cœur du réacteur, lors de son transport vers l'installation de stockage ou dans les piscines de stockage du combustible irradié
4. identifier et documenter les événements qui risquent de compromettre les fonctions de sûreté et les barrières physiques, et réaliser une analyse de sûreté
5. identifier et confirmer les capacités du réacteur à faire face aux événements qui pourraient compromettre les fonctions de sûreté en prenant des mesures de gestion des accidents
6. procéder régulièrement à des examens, à des entraînements et à des exercices intégrés pour confirmer ou améliorer l'efficacité des mesures de gestion des accidents en place
7. veiller à ce que les processus et les activités de gestion des accidents soient reliés au programme de préparation aux situations d'urgence
8. prendre des dispositions en matière de gestion des accidents, y compris :
 - a. élaborer des critères pour déterminer les procédures à utiliser
 - b. démontrer la capacité de prendre des mesures pour protéger et informer le personnel sur les lieux de l'accident
 - c. déterminer les rôles et responsabilités du personnel chargé de la gestion des accidents

- d. cerner et évaluer les systèmes et caractéristiques du réacteur qu'il est approprié d'utiliser lors de la gestion d'un accident

3.3 Exigences relatives à l'équipement et aux instruments

Les titulaires de permis doivent :

1. prévoir des capacités de conception pour maintenir l'intégrité des barrières physiques contre les rejets de radioactivité et assurer la disponibilité de moyens pour :
 - a. contrôler les défis posés par les AD dans les limites appropriées
 - b. atténuer les conséquences des AHD
 - c. réduire les risques posés par les rejets de matières radioactives en prenant des mesures de gestion des accidents
2. tenir compte de l'information nécessaire pour la gestion des accidents en prévoyant une instrumentation adéquate capable de répondre au besoin :
 - a. de diagnostiquer qu'un accident, y compris un accident grave, est en train de se produire ou s'est produit
 - b. d'obtenir des renseignements, au besoin, sur les paramètres clés (tels que le flux neutronique, les températures, les pressions, les débits, les concentrations de gaz explosifs et l'intensité de rayonnement, pour évaluer les conditions et la progression de l'accident
 - c. de rendre compte en permanence de l'état des fonctions de sûreté essentielles, y compris la surveillance du cœur du réacteur, le contrôle de la réactivité, le refroidissement du combustible, le contrôle de l'hydrogène et le confinement
 - d. de confirmer l'efficacité des mesures de gestion des accidents
3. démontrer avec un degré de confiance raisonnable que l'équipement et les instruments utilisés dans la gestion des accidents graves fonctionneront et pourront exécuter les fonctions de sûreté pour lesquelles ils ont été conçus dans les conditions hostiles qui s'ensuivent.

3.4 Exigences relatives aux procédures et aux lignes directrices

Les titulaires de permis doivent :

1. élaborer, vérifier et mettre en œuvre des procédures et des lignes directrices pour la gestion des accidents, y compris des PEI, des lignes directrices pour l'équipement d'atténuation en cas d'urgence (LDEAU) et des LDGAG, s'il y a lieu
2. tenir compte des facteurs propres à la conception du réacteur lors de l'élaboration de LDGAG pour les accidents graves
3. tenir compte du fait que l'information à la disposition du personnel d'exploitation ou des équipes d'intervention d'urgence peut être incomplète et sujette à de grandes incertitudes
4. inclure les éléments suivants dans les LDGAG :
 - a. les paramètres (et leurs seuils) qui établissent le point de transition entre les PEI et les LDGAG
 - b. les paramètres clés permettant de diagnostiquer l'état des différents systèmes du réacteur tout au long du déroulement de l'accident
 - c. les mesures à prendre pour contrer les mécanismes de dégradation susceptibles de menacer l'intégrité du confinement, indépendamment de la fréquence prévue de ces mécanismes de dégradation
 - d. les indicateurs permettant de juger du succès des mesures mises en œuvre
 - e. le protocole de communication à suivre pendant la mise en œuvre du programme de gestion des accidents

- f. l'orientation sur la façon de gérer les dommages touchant les centrales à plusieurs tranches, le découvrage du combustible irradié dans les piscines de stockage, les rejets de matières radioactives et d'hydrogène dans les bâtiments adjacents à l'enceinte de confinement
5. veiller à ce que les PEI et les LDGAG prévoient une période suffisamment longue pour entamer et mener à bien les interventions requises, en tenant compte de la performance humaine et organisationnelle et des longues périodes de temps requises pour rétablir l'alimentation en raison des dommages causés à plusieurs tranches ou de la grande ampleur des perturbations externes
6. inclure dans les lignes directrices les étapes nécessaires pour les événements qui exigent des équipements (aussi appelés équipement d'atténuation en cas d'urgence [EAU]) et du soutien externe supplémentaires pour atténuer les conséquences de l'accident
7. prévoir les mesures à prendre pour passer des activités de gestion de l'accident aux activités de récupération¹

3.5 Exigences relatives à la performance humaine et organisationnelle

Les titulaires de permis doivent :

1. veiller à ce que le personnel chargé de gérer les accidents dispose de l'information, des procédures et des ressources matérielles et humaines nécessaires pour prendre des mesures de gestion des accidents
2. offrir de la formation aux employés qui sont appelés à intervenir en cas d'accident à un niveau correspondant à leurs rôles respectifs en gestion des accidents
3. prendre des dispositions suffisantes pour garantir l'habitabilité des installations requises afin d'assurer la performance humaine durant la mise en œuvre des mesures de gestion des accidents, ou fournir des installations habitables de rechange

4. Orientation concernant l'élaboration d'une approche intégrée de gestion des accidents

Pour satisfaire aux exigences énoncées à la section 3 concernant l'élaboration d'une approche intégrée de gestion des accidents, le titulaire de permis ou le demandeur devrait tenir compte de l'orientation qui suit. Cependant, les installations ne sont pas obligées de suivre l'approche présentée dans le présent document.

4.1 Considérations générales

Il faudrait envisager une approche structurée hiérarchique (comme illustrée à l'annexe A). Au niveau supérieur, les objectifs de la gestion des accidents devraient être définis en fonction du niveau de défense et des objectifs connexes présentés à la section 3. Il faudrait identifier les événements qui risquent de compromettre les fonctions de sûreté et les barrières physiques, ainsi que les mécanismes de dégradation et les conditions connexes. Ceci correspond à l'identification des défis. Pour chaque défi cerné, des mesures ou des dispositions adaptées devraient être déterminées, décrites et citées ou consignées dans les procédures ou les lignes directrices, et utilisées pour former le personnel chargé d'exécuter les mesures de gestion en cas d'accident.

¹ La transition vers le rétablissement repose en grande partie sur la gestion des accidents (p. ex. surveillance post-accident du combustible et de l'enceinte de confinement). Le document REGDOC-2.10.1, *Préparation et intervention relatives aux urgences nucléaires*, fournit de l'information sur les mesures prises pour rétablir les organisations concernées par l'urgence nucléaire et les collectivités touchées par celle-ci.

Le personnel chargé d'élaborer des stratégies de gestion des accidents devrait avoir un niveau de formation et d'expérience suffisant en ce qui concerne la gestion des accidents dans une installation nucléaire.

4.2 Établissement d'une approche intégrée de gestion des accidents

Pour établir une approche intégrée de gestion des accidents, les étapes suivantes devraient être suivies :

- identification des défis posés aux fonctions de sûreté du réacteur
- identification des capacités du réacteur
- élaboration de stratégies et de mesures pour faire face aux défis cernés
- exécution d'analyses justificatives pour évaluer et confirmer la pertinence des stratégies et des mesures élaborées
- élaboration de procédures et de lignes directrices
- prises en considération d'autres éléments tels que la présence d'équipements et d'instruments, les responsabilités organisationnelles et les liens de communication

Tout en suivant les principales étapes susmentionnées pour établir une approche intégrée de gestion des accidents, le titulaire de permis devrait aussi prendre en considération les éléments importants qui suivent et décrits à la section 4.3 :

- les dispositions relatives à l'équipement
- le rôle de l'instrumentation
- les responsabilités de l'organisation
- les liens de communication

Pour en savoir plus sur les aspects de la gestion des accidents liés à la sécurité, les titulaires de permis devraient aussi consulter les documents REGDOC-2.12.1, *Sites à sécurité élevée : Force d'intervention pour la sécurité nucléaire*, et G-274, *Les programmes de sécurité pour les matières nucléaires de catégorie I ou II, ou pour certaines installations nucléaires*.

4.2.1 Identification des problèmes risquant de compromettre les fonctions de sûreté du réacteur

Il faudrait tenir compte des événements déclencheurs hypothétiques et des séquences d'accident qui pourraient être causés par des défaillances ou des dysfonctionnements plausibles des SSC, ainsi que par des erreurs humaines, des dangers internes et externes ayant une cause commune, ou par une combinaison de ceux-ci.

Les problèmes non considérés dans l'enveloppe de conception du réacteur, mais qui risquent de compromettre l'intégrité du confinement, devraient être pratiquement éliminés. En fait, il faudrait que les systèmes de procédé, les systèmes de sûreté et de contrôle, les caractéristiques de conception complémentaires, les SSC disponibles et les dispositions procédurales empêchent littéralement que de tels problèmes surviennent. Par exemple, l'installation de disques de rupture ou de soupapes de surpression assurant une dépressurisation fiable et suffisante du cœur ou de la cuve du réacteur, permet d'éviter l'éjection à haute pression du corium et, par le fait même, le risque de réchauffement direct du confinement par le corium.

Parmi les événements crédibles, un ensemble choisi de séquences d'accident pouvant être utilisé pour représenter chacun des groupes de séquences d'accident devrait être utilisé en vue de mieux comprendre le déroulement des accidents et de déterminer les défis qui se posent à l'égard des fonctions de sûreté du réacteur. Pour ce faire, il faut examiner les conséquences particulières des différents types d'accident sur les fonctions de sûreté et, dans les cas où celles-ci seraient perdues et non restaurées à temps, la manière dont l'accident progresse, la manière dont les brèches se forment dans les barrières contre les produits de fission, le temps qui s'écoule entre chaque étape de l'accident et la gravité de chacune de ces étapes.

Dans le cas des accidents hors dimensionnement (AHD), il faudrait essayer de mieux comprendre la réponse du réacteur en cas d'AHD, y compris les accidents graves. Les fondements techniques utilisés pour la GAG devraient aider à comprendre les phénomènes entourant les accidents graves et les processus physiques propres à un réacteur, comme la dégradation du cœur, la rétention de débris de cœur dans la cuve, la projection de corium à l'extérieur de la cuve, les possibilités de refroidissement, l'interaction entre le combustible en fusion et le caloporteur, l'interaction entre le cœur en fusion et le béton, et tous les problèmes connus liés au confinement. Les fondements techniques devraient également comprendre les phénomènes lors des accidents graves qui se produisent dans les piscines de combustible irradié et les problèmes qui surviennent dans les centrales à plusieurs tranches en même temps. Il faudrait les mettre à jour au besoin afin d'y intégrer les connaissances de pointe et les données expérimentales obtenues à partir des programmes de recherche sur les accidents graves et des leçons tirées d'événements ayant causé de graves dommages au cœur. Il faudrait utiliser les connaissances et les données mises à jour pour évaluer la capacité du réacteur à composer avec les accidents et pour mettre au point des stratégies de gestion, des mesures, des procédures et des lignes directrices adéquates.

Il faudrait également tenir compte des événements déclencheurs hors dimensionnement propres au réacteur, comme les événements déclenchés par des dangers externes extrêmes (p. ex. séismes, inondations et conditions météorologiques extrêmes), pour accroître la capacité du réacteur à y résister. Le but est de s'assurer qu'un ensemble suffisant d'équipements et de produits consommables supplémentaires (p. ex. inventaires de carburants et d'eau) sont identifiés, obtenus, protégés et entreposés sur place ou à l'extérieur du site. Ceux-ci peuvent être utilisés pour maintenir ou restaurer le refroidissement du cœur, du confinement et des piscines de combustible irradié à la suite d'un événement déclencheur hors dimensionnement. Une fois que les produits consommables ont été entièrement utilisés, il faudrait se procurer des ressources hors du site afin de continuer d'assurer les fonctions de refroidissement indéfiniment.

Dans le cadre de la gestion des accidents, il faudrait tenir compte du fait que certains événements déclencheurs hors dimensionnement risquent de donner lieu à des problèmes semblables dans toutes les tranches du site.

Les problèmes associés aux accidents graves ou aux événements déclencheurs hors dimensionnement peuvent être identifiés à l'aide d'une évaluation ciblée des marges de sûreté, qui sont comparées à un ensemble de conditions extrêmes hypothétiques entraînant une perte subséquente des fonctions de sûreté menant à des dommages graves au cœur. Une telle « épreuve sous contrainte » propre au réacteur peut être utilisée pour déterminer l'autonomie des fonctions de sûreté critiques pour le réacteur, les lacunes possibles et tout effet de falaise pour un ensemble donné de situations considérées comme extrêmes. Ce genre d'exercice peut être utilisé pour déterminer les possibilités d'apporter des améliorations à la sûreté et de contribuer à l'élaboration d'une approche intégrée de gestion des accidents.

4.2.2 Identification des capacités du réacteur

Comme pour l'identification des problèmes posés, toutes les capacités du réacteur à exercer les fonctions de sûreté et à préserver les barrières contre les produits de fission en cas d'AD ou d'AHD devraient être examinées en ce qui concerne les capacités des SSC et les capacités du personnel. Il faudrait identifier les capacités du réacteur à faire face aux AHD grâce aux SSC (notamment les caractéristiques de conception complémentaires) disponibles, y compris l'utilisation de systèmes non dédiés, les sources externes d'eau, les raccordements provisoires (tuyaux flexibles, équipement mobile ou portatif) et les ressources en matériel et en personnel hors site. Il faudrait examiner s'il est possible de remettre en service les systèmes défaillants. En outre, il faudrait évaluer la façon dont les interventions de l'opérateur sont exécutées pour atténuer les conséquences d'un accident.

Il faudrait prévoir plusieurs mesures de GAG différentes pour les problèmes importants touchant l'intégrité du confinement. Il faudrait aussi examiner à la fois les avantages et les conséquences négatives possibles de l'utilisation d'équipements portatifs ou auxiliaires pour faire face aux événements déclencheurs hors dimensionnement.

Lors de l'identification des capacités du réacteur, il faudrait prendre en considération les renseignements pertinents comprenant les leçons tirées d'accidents nucléaires survenus précédemment ainsi que les données acquises dans le cadre d'activités expérimentales.

4.2.3 Élaboration de stratégies et de mesures

Pour veiller à la réalisation des objectifs en matière de gestion des accidents, il faudrait élaborer un ensemble de stratégies de prévention et d'atténuation des accidents graves fondées sur la compréhension des phénomènes associés aux accidents et aux incidents spécifiques au réacteur, ainsi que sur l'identification des défis et capacités spécifiques au réacteur.

Des stratégies de prévention sont requises pour préserver les fonctions de sûreté importantes pour éviter les dommages au cœur, par exemple en maintenant le refroidissement du cœur et l'intégrité du confinement. Des stratégies d'atténuation sont nécessaires pour mettre fin à la progression des dommages au cœur lorsqu'ils ont débuté, pour réduire au maximum les conséquences radiologiques et pour atteindre un état stable et sûr à long terme.

L'état des dommages au réacteur, tels que les dommages au combustible, le cœur du réacteur endommagé et découvert, et le déplacement des débris du cœur en dehors de la cuve du réacteur devraient être identifiés en se basant sur les paramètres de surveillance du réacteur et qui ont été pris en considération lors de l'élaboration de stratégies de gestion des accidents.

Des stratégies appropriées, couvrant chaque état de dommage au réacteur, devraient être élaborées et classées par ordre de priorité en tenant compte de l'évolution de l'accident (c.-à-d., la fenêtre temporelle pour chaque état de dommage propre au réacteur) ainsi que des effets positifs et des effets négatifs. Il faudrait tenir compte des incertitudes importantes potentielles liées à l'identification d'une telle fenêtre temporelle.

Pour chaque stratégie élaborée, il faudrait cerner et évaluer toutes les mesures ou interventions appropriées en tenant compte des effets des conditions d'accident sur l'équipement, l'instrumentation et les personnes qui exécutent les interventions. Il faudrait évaluer et documenter de façon détaillée l'efficacité des mesures les plus appropriées ou des mesures préférables pour chaque état de dommages au réacteur.

Pour assurer la réalisation des objectifs en matière de gestion des accidents, le titulaire de permis devrait déterminer des mesures pratiques de prévention et d'atténuation. En règle générale, les mesures de gestion des accidents devraient inclure :

- l'établissement et le maintien du contrôle de la réactivité
- l'assurance de la disponibilité d'une source froide pour la chaleur produite dans le cœur du réacteur
- la dépressurisation du système de refroidissement du réacteur et des générateurs de vapeur
- le maintien de l'inventaire du fluide caloporteur dans le circuit caloporteur primaire
- le contrôle de la pression et du niveau d'eau dans les générateurs de vapeur
- le contrôle de la pression et du niveau d'eau dans la calandre ou la cuve du réacteur
- le contrôle de la pression et du niveau d'eau à l'extérieur de la calandre ou de la cuve du réacteur
- l'assurance de l'isolement du confinement
- le contrôle de la pression et de la température du confinement
- le contrôle de la concentration d'hydrogène et des autres gaz combustibles
- la prévention du rejet de produits radioactifs non filtrés

Pour accroître la capacité du réacteur à faire face aux événements déclencheurs hors dimensionnement, il faudrait établir des stratégies adéquates, par exemple utiliser les SSC installés pour la phase initiale de gestion de l'accident, les systèmes dédiés ou l'équipement d'atténuation en cas d'urgence (EAU) entreposé sur le site ou à l'extérieur de celui-ci pour la phase de transition pendant laquelle les SSC installés sont incapables de fonctionner, ainsi que l'équipement et les ressources disponibles hors site pour maintenir ou rétablir indéfiniment les fonctions de refroidissement du combustible et de l'enceinte de confinement.

4.2.4 Analyses justificatives

L'analyse de sûreté à l'appui d'une approche de gestion des accidents peut reposer en grande partie sur les analyses existantes (par ex., consignées dans les rapports de sûreté ou dans les documents relatifs aux études probabilistes de sûreté [EPS]). Au besoin, il faudrait réaliser une autre analyse pour tenir compte des questions liées à la gestion des accidents.

L'analyse de sûreté devrait servir à faciliter l'élaboration de mesures de gestion des accidents :

- en formulant les fondements techniques permettant de cerner les défis qui guettent le réacteur et les capacités de celui-ci à y répondre, et d'élaborer des stratégies, des mesures, des procédures et des lignes directrices
- en démontrant l'acceptabilité des solutions identifiées pour appuyer les stratégies, les mesures, les procédures et les lignes directrices choisies par rapport aux critères établis
- en déterminant les termes sources de référence et les conditions d'accident pour la qualification environnementale de l'équipement destiné aux AD et les évaluations de la capacité de survie et de l'exploitabilité de l'équipement destiné aux AHD, y compris les accidents graves

L'analyse de sûreté réalisée pour appuyer la GAG devrait utiliser la méthode de la meilleure estimation. Dans le cadre de l'analyse, les incertitudes liées à la prévision des défis posés aux barrières contre les produits de fission devraient être prises en compte lorsque les phénomènes et processus physiques importants entourant les accidents graves sont mal connus et que les données expérimentales justificatives sont insuffisantes.

Les outils informatiques nécessaires devraient être cernés et conçus avant qu'un événement ne se produise afin d'assurer la réussite globale des activités de gestion des accidents réalisées par l'organisme d'intervention. Ces outils informatiques font habituellement appel à des hypothèses simplifiées et sont souvent présentés sous forme graphique.

Les résultats de l'analyse déterministe des accidents graves aideront le titulaire de permis à :

- établir les critères définissant l'apparition de dommages graves au cœur
- identifier les symptômes (les paramètres et leurs valeurs) qui permettront au personnel affecté au réacteur de déterminer l'état du cœur du réacteur et des barrières de protection
- identifier les problèmes pouvant menacer les barrières contre les rejets de produits de fission dans les divers états du réacteur, y compris l'état d'arrêt
- évaluer le moment d'apparition de ces problèmes pour améliorer les chances de réussite des interventions humaines
- identifier les systèmes du réacteur et les ressources matérielles pouvant servir à la GAG
- vérifier l'efficacité des mesures de GAG pour contrer les menaces aux barrières de protection
- évaluer le rendement de l'équipement et de l'instrumentation en cas d'accident
- élaborer et valider des outils informatiques à l'appui de la GAG

En ce qui concerne les accidents graves, les résultats de l'EPS devraient aider le titulaire de permis à :

- évaluer l'efficacité de l'EPS pour les séquences d'accidents graves représentatifs, y compris les incidents touchant les centrales à tranches multiples, les événements déclenchés par des dangers externes d'origine naturelle ou humaine, et les cas de panne prolongée de tout le courant alternatif
- fournir un fondement pour évaluer les avantages, sur le plan de la sûreté, des possibilités d'amélioration de la conception
- identifier les scénarios d'accident qui seront utilisés dans le cadre de la formation du personnel et des exercices

Lors de la préparation des mesures de gestion des accidents, la validation des interventions humaines devrait être justifiée par des analyses adéquates. Il faudrait tenir compte des éléments suivants :

- la présence d'instruments permettant d'indiquer qu'une intervention est requise
- des délais suffisants accordés à l'opérateur pour détecter et diagnostiquer l'incident et exécuter les interventions requises
- des conditions ambiantes qui n'empêchent pas l'achèvement sécuritaire de l'intervention de l'opérateur
- les besoins en matière de formation

4.2.5 Élaboration de procédures et de lignes directrices

Les procédures et lignes directrices de mise en œuvre des stratégies et des mesures de gestion des accidents devraient être élaborées et décrites dans des documents tels que les PEI et les LDGAG, ou dans des documents équivalents (voir les exigences précisées à la section 3.4) et, le cas échéant, les lignes directrices pour l'EAU. Lorsque des PEI et des LDGAG existent déjà, l'approche intégrée de gestion des accidents peut être élaborée en utilisant ces éléments. Il faudrait prendre en considération toutes les nouvelles informations concernant la configuration du

réacteur, l'évolution des dangers et les connaissances acquises, et vérifier si les procédures et lignes directrices appropriées doivent être mises à jour en conséquence.

Les PEI devraient comprendre un ensemble de renseignements, d'instructions et de mesures conçus pour éviter qu'un accident ne dégénère, atténuer les conséquences de celui-ci et placer le réacteur dans un état sûr et stable.

Les LDGAG devraient comprendre un ensemble de renseignements, d'instructions et de mesures conçus pour atténuer les conséquences d'un accident grave conformément aux stratégies choisies. Des incertitudes pourraient exister tant au niveau de l'état du réacteur que des résultats de la mesure choisie. Par conséquent, les LDGAG devraient proposer une gamme de mesures possibles et permettre de faire d'autres évaluations et de prendre des mesures alternatives.

Les LDGAG devraient également tenir compte des différentes conséquences positives et négatives des mesures proposées, y compris l'utilisation de l'équipement, les limites de l'équipement, les mises en garde et les avantages.

Il faudrait vérifier et valider les procédures et les lignes directrices pour s'assurer qu'elles sont intégrées de façon cohérente, efficace et utilisable. Il faudrait définir des critères clairs en ce qui concerne le passage des PEI aux LDGAG.

Il faudrait fournir des indications adéquates pour veiller à ce que ces événements et les éléments de PEI axés sur les symptômes, ou l'équivalent, soient correctement coordonnés entre les personnes responsables et que l'approche axée sur les symptômes soit invoquée lorsque les conditions le justifient.

Il faudrait définir des mesures, y compris des lignes directrices et une formation, permettant au personnel de prendre des décisions lorsqu'un événement a progressé à un stade pour lequel aucune procédure n'a été définie.

Les PEI et les LDGAG devraient traiter des événements accompagnés de dommages touchant les centrales à plusieurs tranches, de dommages potentiels au combustible dans les piscines de stockage du combustible irradié, de rejets de matières radioactives et d'hydrogène dans les bâtiments adjacents à l'enceinte de confinement, et d'écoulement d'eau contaminée dans l'environnement.

Les délais prévus par les PEI ou les LDGAG pour entamer et mener à bien les interventions requises devraient tenir compte des dommages potentiels au réacteur. Par exemple, les LDGAG pourraient spécifier le temps nécessaire pour raccorder d'autres sources d'électricité et d'eau. En cas d'événements externes, ce délai devrait être prolongé pour tenir compte de l'ampleur des dommages subis au réacteur et des perturbations externes ou au réseau électrique. La remise en service d'un groupe électrogène diesel peut prendre une journée complète ou même davantage, soit une période beaucoup plus longue que celle considérée comme suffisante dans le cas d'un site intact, sans grandes perturbations d'origine externe.

En cas d'événements déclencheurs hors dimensionnement, le réacteur pourrait nécessiter des équipements supplémentaires ou de l'EAU entreposés sur le site ou à l'extérieur du site, et d'un soutien externe pour atténuer les conséquences de l'accident. Ces mesures nécessaires devraient être spécifiées dans les lignes directrices prévues pour faire face à ces événements.

4.3 Autres considérations

Les autres éléments importants qu'il faudrait prendre en considération lors de l'élaboration d'une approche intégrée de gestion des accidents comprennent l'équipement et l'instrumentation, les responsabilités organisationnelles et les liens de communication.

4.3.1 Dispositions relatives à l'équipement

Les réacteurs devraient être équipés de dispositions matérielles (qui peuvent comprendre des équipements supplémentaires situés sur le site et à l'extérieur de celui-ci) permettant de remplir les fonctions de sûreté fondamentales (c.-à-d. le contrôle de la réactivité, le refroidissement du cœur du réacteur et le confinement des matières radioactives) dans la limite du raisonnable pour les accidents, y compris les accidents graves. Il faudrait prévoir des systèmes dédiés et des caractéristiques de conception complémentaires pour pratiquement éliminer certains phénomènes entourant les accidents graves, tels que la fusion du cœur à haute pression et la détonation de l'hydrogène. Les caractéristiques de conception complémentaires et les sources d'eau disponibles pour assurer l'évacuation de la chaleur de désintégration du combustible du réacteur endommagé devraient être identifiées préalablement et mises en place pour gérer les accidents graves, en particulier pour maintenir le refroidissement des débris du cœur et l'intégrité du confinement.

Il faudrait utiliser des outils et des méthodes d'analyse appropriés, en fonction des risques existants (c.-à-d. fondés sur l'identification des problèmes qui guettent le réacteur et des capacités de celle-ci à y répondre), afin de faciliter la prise de décisions en ce qui concerne les dispositions relatives aux équipements et aux instruments ou les mises à niveau en matière de gestion des accidents.

En ce qui concerne les défis posés par les AHD plus graves, tels que la perte prolongée des sources froides, il faudrait prendre en considération une combinaison de capacités d'atténuation diverses et flexibles (p. ex. l'EAU). Par exemple, des équipements portatifs ou auxiliaires peuvent fournir différents moyens d'obtenir de l'électricité et de l'eau pour soutenir les fonctions de sûreté de tous les réacteurs se trouvant sur le site.

Les AHD et les accidents graves sont susceptibles de créer un environnement hostile, accompagné de températures élevées, de pressions élevées, de niveaux de rayonnement élevés et de concentrations élevées de gaz combustibles. Ces conditions ambiantes susceptibles de dépasser largement celles des AD utilisées pour la qualification de l'équipement posent des défis supplémentaires à l'équipement. Le titulaire de permis devrait effectuer des évaluations de la capacité de survie de l'équipement afin de fournir une assurance raisonnable quant à la disponibilité de l'équipement servant à la GAG lorsque celui-ci doit servir.

La capacité de survie de l'équipement pouvant servir à la GAG devrait être évaluée par un examen systématique et une évaluation des conditions et des fonctions de l'équipement fondés sur les connaissances et les données disponibles, par exemple la qualification environnementale de l'équipement pour les AD, la mise à l'essai et l'analyse des accidents graves, et le jugement technique. Le titulaire de permis devrait prendre les mesures suivantes :

- identifier les mesures de gestion des accidents utilisées pour atténuer les accidents graves
- définir le niveau des dommages causés au combustible et au cœur et le délai accordé pour chaque action de la gestion des accidents
- identifier l'équipement utilisé pour exécuter chaque intervention

- déterminer les conditions ambiantes limitatives auxquelles l'équipement sera soumis dans le délai accordé
- démontrer que l'équipement fonctionnera et pourra exécuter sa fonction

L'habitabilité des installations utilisées pour la gestion des accidents (telles que la salle de commande principale, la salle de commande auxiliaire et les installations d'intervention d'urgence, y compris un centre de soutien technique) devrait être évaluée et assurée en tenant compte des conditions ambiantes (p. ex., les conditions radiologiques et les autres conditions liées à l'éclairage, à la ventilation, à la température et aux communications) à l'intérieur et aux abords des installations au cours d'un accident. Des installations de remplacement habitables devraient être fournies au besoin.

4.3.2 Rôle de l'instrumentation

Une instrumentation adéquate devrait être disponible à chaque stade d'un accident pour surveiller et diagnostiquer les conditions du réacteur et permettre d'évaluer l'accident, de prendre des décisions en matière de gestion de l'accident et d'effectuer les interventions.

Les paramètres du réacteur utilisés à chaque stade de la gestion des accidents devraient être vérifiés et évalués par souci de fiabilité. La méthode préférée pour obtenir l'information nécessaire consiste à utiliser l'instrumentation qualifiée pour les conditions ambiantes anticipées. Les effets des conditions ambiantes sur la lecture des instruments devraient être estimés et pris en compte pour élaborer les procédures et les lignes directrices. Toute lecture instrumentale essentielle provenant d'un instrument non qualifié utilisé pour diagnostiquer les conditions du réacteur dans le cadre de la GAG devrait comprendre une méthode de rechange (comprenant si possible des outils informatiques) pour vérifier la lecture. En cas de risques élevés de lectures incorrectes dans les conditions ambiantes locales, il faudrait envisager la mise à niveau ou le remplacement des instruments. En cas de scénarios où les paramètres exigés manquent ou que leur mesure n'est pas fiable, il faudrait déterminer le besoin d'élaborer des outils informatiques permettant d'obtenir l'information et de développer les outils informatiques appropriés à l'avance.

Les lignes directrices relatives à la capacité de survie de l'équipement, indiquées à la section 4.3.1 pour les conditions d'accident grave, s'appliquent également à l'instrumentation du réacteur. Il faudrait dresser la liste des instruments utilisés à chaque stade d'un accident grave. Il faudrait fournir une assurance raisonnable quant à la disponibilité des instruments servant à surveiller la progression des accidents graves et à faciliter les interventions liées à la gestion des accidents. Il faudrait aussi tenir compte des conditions ambiantes hostiles, y compris les effets sur les câbles et les traversées électriques de la paroi de l'enceinte de confinement en cas de combustion d'hydrogène dans l'enceinte de confinement.

Étant donné qu'en cas d'accident grave, la quantité d'information pourrait être énorme et accablante et que certaines indications risquent d'être contradictoires en raison de la défaillance d'équipements et d'instruments, le titulaire de permis devrait envisager la possibilité d'utiliser des outils de diagnostic et de soutien afin d'aider le personnel chargé de la gestion des accidents à prendre des décisions (p. ex., outils informatiques discutés à la section 4.2.4).

4.3.3 Responsabilités de l'organisation

Les rôles et responsabilités du personnel qui participe à la gestion des accidents devraient être clairement définis et documentés, y compris :

- l'évaluation et la formulation de recommandations
- l'autorité hiérarchique
- la mise en œuvre des mesures
- le transfert des responsabilités et le pouvoir décisionnel
- les interfaces avec les autres organisations et autorités

Les fonctions des « évaluateurs » consistent à évaluer les conditions du réacteur, à déterminer les mesures possibles, à évaluer les conséquences possibles de ces mesures et à recommander les mesures à prendre. Durant l'exécution des PEI, les évaluateurs et les responsables de la mise en œuvre qui exécutent les interventions approuvées pourraient provenir de la salle de commande principale et du personnel de terrain.

Pour la GAG, l'équipe de consultation technique du centre de soutien technique devrait réaliser des évaluations et recommander des mesures de récupération à l'autorité décisionnelle. Les membres du personnel de la salle de commande devraient contribuer aux évaluations du centre de soutien technique en se fondant sur leurs connaissances des équipements et des instruments du réacteur et sur d'autres compétences particulières acquises dans le cadre de leur formation.

Les membres du personnel du centre de soutien technique devraient avoir une bonne compréhension des phénomènes sous-jacents aux accidents graves et des stades de progression des accidents propres au réacteur. Ils devraient avoir une connaissance détaillée des PEI et des LDGAG. L'équipe du centre de soutien technique devrait communiquer de façon intensive avec le personnel de la salle de commande.

Les autorités hiérarchiques devraient être clairement définies à chaque stade d'un accident. Lorsque les responsabilités en matière d'évaluation et les pouvoirs décisionnels sont transférés du personnel de la salle de commande au centre de soutien technique et à un niveau de pouvoir plus élevé, la transition devrait se faire à un moment précis qui ne pose aucun risque supplémentaire pour la gestion des accidents.

En particulier, le titulaire de permis devrait clairement établir les rôles et responsabilités des participants suivants à chaque stade d'un accident. La liste comprend, sans pour autant s'y limiter :

- les chefs de quart de la centrale
- les chefs de quart de la salle de commande
- les opérateurs de tranche de réacteur
- les opérateurs de service communs
- le personnel de terrain
- le spécialiste principal en radioprotection
- le gestionnaire des interventions d'urgence
- le gestionnaire de la sûreté nucléaire
- le directeur de la centrale
- l'équipe de consultation technique

Les rôles et postes énumérés ci-dessus peuvent varier d'une centrale à l'autre. Par contre, si les titres varient, les fonctions devraient être semblables.

Lors de la prise en considération des événements déclencheurs hors dimensionnement, il faudrait déterminer le nombre minimal de membres du personnel qualifiés nécessaires pour gérer la

situation. Il faudrait tenir compte des effets des conditions météorologiques extrêmes, des séismes ou des événements perturbateurs touchant la société relatifs à la disponibilité du personnel qualifié. Il faudrait élaborer des plans d'urgence pour identifier des remplaçants capables d'accomplir les mêmes tâches en cas de non-disponibilité de ces travailleurs qualifiés. Il faudrait prédéfinir les remplaçants adéquats pour les rôles clés de l'organisme de gestion des urgences, y compris la possibilité d'une transmission potentielle de l'ensemble ou d'une partie des pouvoirs.

4.3.4 Liens de communication

En cas d'accident grave, aucun des groupes n'est susceptible de détenir toute l'information, toutes les connaissances et toutes les compétences requises pour le gérer. Il importe donc d'établir des liens de communication efficaces entre les groupes, y compris les équipes d'intervention d'urgence indiquées dans le document REGDOC-2.10.1, *Préparation et intervention relatives aux urgences nucléaires*. Ces liens permettront une intégration efficace de l'information et de l'expertise disponibles au sein de l'organisation exploitante et des organismes d'appui, ou fournies par les autres autorités participantes.

Il faudrait prendre en considération l'impact des événements déclencheurs hors dimensionnement sur les communications. Des dispositions devraient être prises pour assurer des communications fiables entre les différentes organisations de gestion des accidents et d'intervention d'urgence, y compris dans les cas extrêmes tels que les dommages étendus sur le site et hors du site causés par des conditions météorologiques extrêmes, des inondations ou des tremblements de terre. Il faudrait prendre des mesures pour assurer l'efficacité des systèmes de communication d'urgence, y compris des séances d'entraînement régulières sur leur utilisation.

Les titulaires de permis devraient aussi consulter le document RD/GD-99.3, *L'information et la divulgation publiques* au sujet des protocoles de divulgation publique concernant des événements et des faits nouveaux à leurs installations.

5. Orientation concernant la mise en œuvre d'une approche intégrée de gestion des accidents

Pour répondre aux exigences énoncées à la section 3 concernant la mise en œuvre d'une approche intégrée de gestion des accidents, le titulaire de permis devrait tenir compte de l'orientation énoncée dans cette section.

La mise en œuvre de mesures de gestion des accidents devrait prendre en compte, sans toutefois s'y limiter, les éléments suivants :

- l'intégration des procédures, des lignes directrices et des arrangements pour assurer la prise en compte de tous les problèmes d'interface et la mise en place des composantes de gestion des accidents permettant d'atteindre les objectifs en matière de gestion des accidents
- la vérification des procédures et des lignes directrices pour s'assurer qu'elles fonctionnent de la façon prévue
- la prise en considération des facteurs humains et des questions liées aux interfaces homme-machine pour s'assurer que les mesures de gestion des accidents requises puissent être mises en œuvre de la façon prescrite
- les aspects organisationnels pour s'assurer que la matrice des responsabilités définies correspond aux qualifications et au niveau de compétences du personnel et aux autres pouvoirs publics et organismes de soutien
- la formation du personnel pour s'assurer qu'un plan de formation adéquat est exécuté

5.1 Intégration des procédures, des lignes directrices et des arrangements

Les titulaires de permis devraient intégrer les procédures, les lignes directrices et les arrangements établis, y compris l'équipement et les ressources en personnel, pour assurer la mise en œuvre des mesures de gestion des accidents établies.

Il faudrait identifier et prendre en compte la transition des PEI aux LDGAG et les questions connexes, y compris les rôles et responsabilités, le rendement de l'équipement et les erreurs potentielles des instruments en conditions d'accident. La phase de mise en œuvre pourrait cerner les changements qu'il convient d'apporter à certains aspects de la gestion des accidents.

Les plans et procédures d'intervention d'urgence sur le site et à l'extérieur de celui-ci devraient être examinés en ce qui concerne les mesures de gestion des accidents, pour s'assurer qu'il n'y a pas de conflits. Les arrangements relatifs au matériel, y compris les équipements provisoires et supplémentaires (p. ex. l'EAU), devraient être vérifiés pour assurer leur capacité de fonctionnement et leur facilité d'utilisation en conditions d'accident.

5.2 Vérification et validation des procédures et des lignes directrices

Le processus global de vérification et de validation devrait être documenté de façon formelle. Le niveau de documentation requis dépendra de la complexité des problèmes examinés et de leur incidence potentielle sur la sûreté.

La vérification et la validation des procédures et lignes directrices pour la gestion des accidents ont pour but :

- de démontrer que les procédures et les lignes directrices remplissent les objectifs pour lesquels elles ont été conçues
- de confirmer leur utilité (les utilisateurs les comprennent et les appliquent facilement)
- de vérifier leur exactitude technique (c.-à-d. détermination du bon équipement et de la bonne configuration)
- d'assurer l'exhaustivité de leur portée (c.-à-d. fournir une orientation adéquate pour toutes les activités prévues)
- de confirmer que toutes les interventions spécifiées tiennent compte des défis et des menaces possibles pour le personnel, et de déterminer des interventions de rechange, s'il y a lieu

5.3 Performance humaine et organisationnelle

La performance sûre et fiable des personnes et de l'organisation est un élément essentiel de la gestion des accidents. Une telle performance en situation d'urgence devrait être prise en compte durant la mise en œuvre des mesures de gestion des accidents pour répondre aux attentes précisées dans les guides d'application de la réglementation G-276, *Plan de programme d'ingénierie des facteurs humains* [11], et G-323, *Assurer la présence d'un nombre suffisant de travailleurs qualifiés aux installations nucléaires de catégorie I – Effectif minimal* [12]. Le rendement des opérateurs sur le terrain et les questions liées aux interfaces homme-machine dans des conditions et des environnements dangereux devraient être cernés et pris en compte lors de l'exécution des activités liées aux LDGAG. La GAG peut nécessiter des employés qualifiés ne faisant pas partie de l'effectif minimal normal.

Il faudrait vérifier et valider les aspects de la performance humaine et du rendement organisationnel, y compris les PEI et les LDGAG, et, le cas échéant, les LDEAU, pour exécuter

toutes les activités de gestion des accidents cernées afin de démontrer qu'elles peuvent être accomplies par le personnel affecté au réacteur dans des conditions d'accident.

L'approche de gestion des accidents devrait comprendre des mesures permettant de s'assurer que le personnel est prêt à remplir convenablement ses rôles et ses responsabilités. Par exemple, certains accidents peuvent causer des dommages aux installations (p. ex., le centre de soutien technique) et il faudrait prendre des dispositions pour assurer l'habitabilité des installations ou veiller à la présence d'une solution alternative.

L'amélioration de la gestion des accidents devrait être réalisée en tenant compte et en incorporant tous les résultats pertinents des recherches bien étayées dans le domaine de la performance humaine, y compris les processus décisionnels.

La mise en œuvre des PEI concerne principalement les employés des opérations avec l'appui des autres groupes besoin. La mise en œuvre des LDGAG a des implications plus vastes sur le plan de l'organisation, qui doivent être soigneusement examinées en ce qui concerne les rôles et les responsabilités, les qualifications du personnel, et les liens de communication avec le centre de soutien technique et le centre d'intervention d'urgence (voir la section 4.3.3).

Le changement de quart, la disponibilité des remplaçants, la distribution de nourriture et d'autres commodités d'usage pour les périodes de service durant des événements devraient être pris en compte, tout comme les répercussions éventuelles sur les personnes qui doivent prendre des mesures de gestion des accidents dans des conditions extrêmement stressantes.

5.4 Formation

Les titulaires de permis devraient aussi consulter le document REGDOC-2.2.2, *La formation du personnel* pour obtenir de l'information sur les exigences et les orientations concernant les systèmes de formation.

Il faudrait offrir de la formation au personnel d'exploitation et aux organismes responsables pour s'assurer qu'ils ont les compétences nécessaires pour suivre les instructions et prendre les mesures indiquées dans les PEI et les LDEAU, et qu'ils possèdent les connaissances requises pour déceler les événements et les accidents hors dimensionnement et les directives précisées dans les LDGAG.

En ce qui touche les accidents, la formation devrait correspondre aux rôles respectifs de chaque membre du personnel pour leur permettre :

- de comprendre leurs rôles et leurs responsabilités inhérents à la gestion des accidents
- de se renseigner sur les phénomènes et processus entourant les accidents
- de se familiariser avec les activités à exécuter
- d'améliorer leur capacité d'agir malgré le stress
- de vérifier l'efficacité des procédures et des lignes directrices et de les clarifier au besoin

Le titulaire de permis devrait établir les qualifications, la formation, le déploiement et l'effectif nécessaire pour les divers groupes organisationnels qui participent à la gestion des accidents.

Les programmes de formation devraient traiter du rôle de chacun des groupes et inclure des entraînements et des exercices permettant d'évaluer les interactions entre les divers groupes participant à la gestion des accidents. Il faudrait élaborer un ensemble d'entraînements pour

couvrir les événements mettant en cause les centrales à plusieurs tranches et les événements externes.

L'organisation régulière d'entraînements et d'exercices intégrés a pour but de confirmer et de maintenir les éléments essentiels liés aux procédures, à l'équipement et au personnel, advenant un accident.

Les titulaires de permis devraient tenir compte des outils disponibles pour évaluer les interventions humaines et d'autres aspects de la performance humaine et du rendement organisationnel. Par exemple, le recours à des simulateurs procure un environnement réaliste et interactif qui peut faciliter la formation du personnel

6. Orientation concernant la validation d'une approche intégrée de gestion des accidents

Pour satisfaire aux exigences énoncées à la section 3 concernant la validation d'une approche intégrée de gestion des accidents, le titulaire de permis devrait tenir compte de l'orientation énoncée dans cette section.

La première étape de la validation consiste à évaluer l'exhaustivité et la pertinence de l'approche. Il s'agit également d'une occasion de déterminer les domaines particuliers de l'approche qui ont besoin d'améliorations pour accroître les capacités du réacteur à faire face à un accident. Il faudrait évaluer la pertinence des SSC et des ressources matérielles ou humaines nécessaires pour réaliser les mesures de gestion des accidents.

Pour assurer l'efficacité permanente de l'approche de gestion des accidents, le titulaire de permis devrait avoir un mécanisme procédural (voir l'exigence 6 de la section 3.2) permettant d'examiner ses éléments de façon continue pour s'assurer que les fondements techniques demeurent valides et à jour et que le personnel de la centrale puisse accomplir les activités de manière efficace. Lorsque l'examen indique que des améliorations sont requises, celles-ci devraient être apportées sans tarder.

6.1 Examen d'une approche intégrée de gestion des accidents

L'examen d'une approche intégrée de gestion des accidents avant sa mise en œuvre a pour but de vérifier sa qualité, sa cohérence et son exhaustivité. L'examen après la mise en œuvre sert à évaluer sa pertinence, son efficacité et les besoins éventuels de mise à jour et de renforcement. L'examen comprend des auto-évaluations et des examens indépendants.

Il est nécessaire de revoir et d'évaluer périodiquement l'efficacité de la gestion des accidents pour s'assurer qu'il tienne compte des exigences les plus récentes, qu'il reflète les leçons tirées des entraînements et des exercices, qu'il intègre les connaissances figurant dans les nouvelles publications et les données acquises dans le cadre d'activités expérimentales, et qu'il comprenne tout changement apporté au personnel, aux conditions de l'équipement et des instruments du réacteur, ainsi qu'aux besoins en matière de formation. L'examen devrait englober tous les aspects de la préparation, de l'élaboration, de la mise en œuvre et de la documentation de l'approche intégrée de gestion des accidents, y compris :

- la vérification du fait que la sélection et la portée de l'approche satisfont aux exigences
- l'examen des fondements techniques relatifs à la compréhension de la progression des accidents (états des dommages au réacteur), des phénomènes et des défis propres au réacteur,

- ainsi que des connaissances et des données à la pointe de la technologie permettant de relever ces défis
- l'évaluation à savoir si les capacités et les défis cernés propres au réacteur tiennent compte de sa conception et de son état
 - l'évaluation de l'équipement supplémentaire (p. ex. l'EAU) cerné pour faire face aux événements déclencheurs hors dimensionnement afin de déterminer si sa protection, ses procédures et son entretien sont adéquats
 - l'évaluation à savoir si les stratégies et les mesures cernées sont adéquates pour atteindre les objectifs établis de l'approche
 - l'examen des analyses de sûreté à l'appui des accidents, y compris les outils informatiques destinés à la gestion des accidents graves
 - l'évaluation du rendement de l'équipement du réacteur
 - l'évaluation du rendement des instruments du réacteur destinés à surveiller la gestion des accidents
 - la vérification et la validation des procédures et des lignes directrices en vue d'assurer leur qualité et leur applicabilité globales
 - la vérification des interfaces entre la gestion des accidents et la préparation aux situations d'urgence
 - l'examen de l'attribution des responsabilités, de la dotation, des qualifications du personnel, des besoins en matière de formation et de la performance
 - l'examen des documents de gestion des accidents et de leurs révisions

En outre, l'exhaustivité des dispositions importantes pour la mise en œuvre de stratégies de gestion des accidents devrait être examinée par rapport aux principes de sûreté de base et aux exigences relatives à la gestion des accidents précisées à la section 3. Il faudrait passer en revue toutes les dispositions cernées pour évaluer si elles existent et peuvent être mise en œuvre. L'examen devrait également déterminer s'il est requis d'ajouter des dispositions pour renforcer la capacité du personnel affecté au réacteur à gérer un accident, y compris un accident grave, et si l'absence d'une disposition tend à affaiblir la défense en profondeur.

6.2 Évaluation des systèmes et de l'équipement

Il faudrait établir les capacités de la conception du réacteur en matière de gestion des accidents (dispositions relatives à la ventilation de l'enceinte de confinement, à l'atténuation de l'hydrogène, à la compensation des pertes de fluide caloporteur, etc.) et évaluer leur efficacité.

En ce qui concerne les systèmes et équipements censés fonctionner d'une façon ou dans des conditions qui n'ont pas été prévues au moment de leur conception initiale, le titulaire de permis devrait procéder à une évaluation de leur disponibilité possible, de leur efficacité et de leurs limites d'utilisation à l'appui de la GAG. Des améliorations à la conception des systèmes actuels pourraient être justifiées si l'évaluation révèle que les conséquences potentielles d'accidents graves plausibles sont telles que les systèmes existants ne pourraient pas produire les résultats voulus en matière de prévention et d'atténuation.

Il faudrait cerner et vérifier les dispositifs essentiels de surveillance du réacteur et les instruments permettant d'analyser son état afin de déterminer s'ils peuvent fournir des données en cas d'accidents graves.

La validation de l'approche intégrée de gestion des accidents devrait également comprendre une évaluation de l'équipement supplémentaire (ou de l'EAU) et des articles consommables (réserves

de carburant et d'eau) utilisés pour maintenir ou rétablir le refroidissement du combustible nucléaire et de l'enclume de confinement afin de faire face aux événements déclencheurs hors dimensionnement.

6.3 Évaluation des ressources

Le titulaire de permis devrait procéder à une évaluation de la disponibilité de ressources de refroidissement, de l'énergie et d'autres matériels qui pourraient être nécessaires pour mener à bien les mesures de gestion des accidents.

En ce qui concerne l'approvisionnement en ressources externes (p. ex., équipements, électricité, eau et personnel), le titulaire de permis devrait évaluer les arrangements pris avec d'autres organisations pour garantir la disponibilité, le moment d'utilisation et les possibilités d'accès à ces ressources en cas d'accident, en tenant compte des difficultés posées par des événements d'origine commune ou des événements externes. Ces arrangements devraient être officialisés et documentés.

7. Orientation concernant la documentation d'une approche intégrée de gestion des accidents

Pour satisfaire aux exigences énoncées à la section 3 concernant la documentation d'une approche intégrée de gestion des accidents, le titulaire de permis devrait tenir compte de l'orientation suivante.

Les principaux aspects d'une approche de gestion des accidents devraient être décrits dans une série de documents relatifs à la gestion des accidents composée de manuels, de procédures et de lignes directrices, accompagnés de leurs fondements techniques et des rapports d'analyse de la sûreté concernant les justifications, les explications, la vérification et la validation. Il y a également d'autres documents connexes tels que la description de la protection physique du réacteur, les EPS, les évaluations relatives à la capacité de survie des équipements et des instruments, et les rapports sur les résultats des « épreuves sous contrainte » du réacteur, le cas échéant.

Le titulaire de permis devrait au minimum fournir les informations consignées suivantes :

- les objectifs et les principes qui ont été utilisés lors de l'élaboration et de la mise en œuvre de l'approche de gestion des accidents
- les fondements techniques et les résultats des analyses déterministes et probabilistes menées à l'appui de la gestion des accidents
- les PEI, les LDEAU (le cas échéant) et les LDGAG
- les capacités relatives au rendement des systèmes et équipements utilisés à l'appui des procédures et des mesures de gestion des accidents
- les responsabilités des personnes et des organisations participant à la gestion des accidents, y compris les exigences et les plans relatifs à la formation du personnel
- les résultats de la validation et des examens de l'approche de gestion des accidents

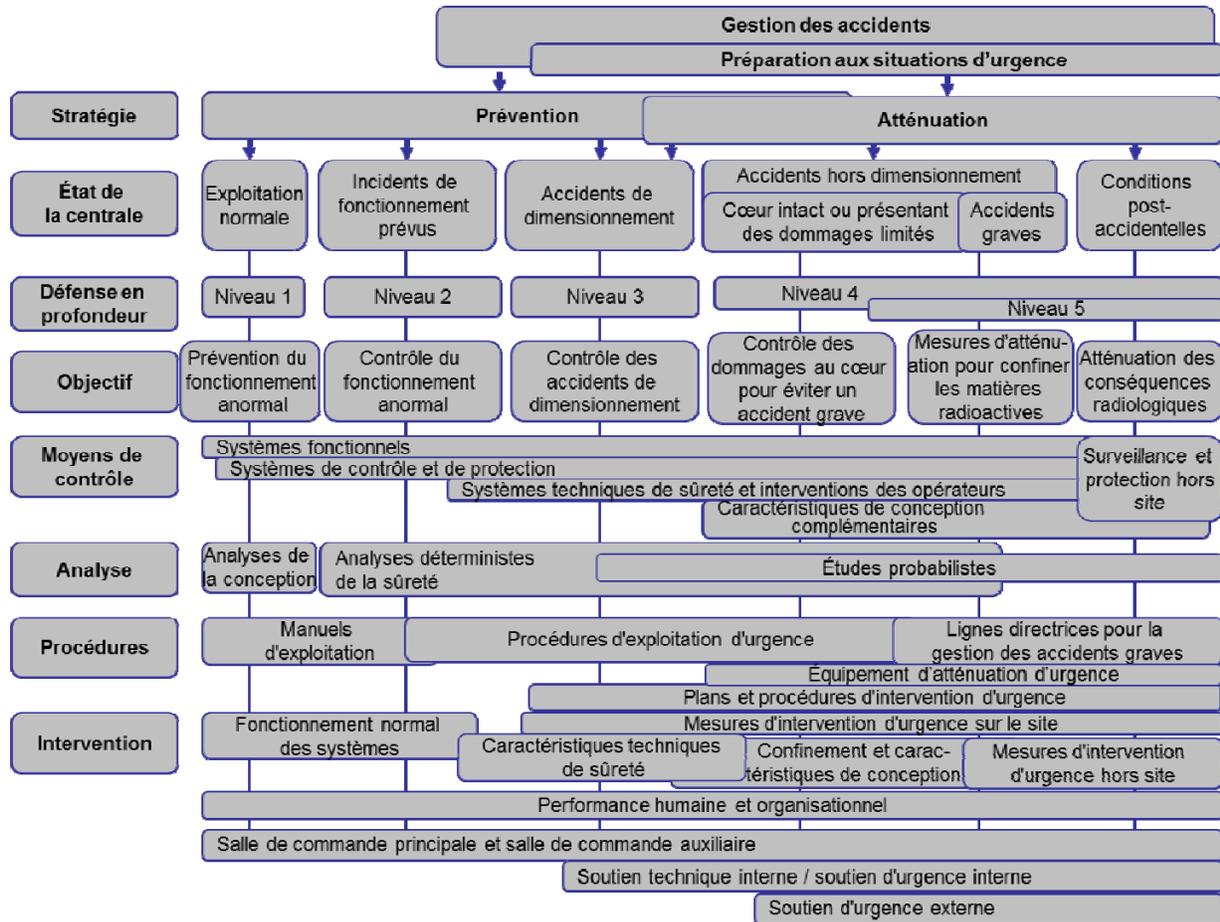
Les documents techniques de base présentent les informations techniques importantes pour les mesures de gestion des accidents dégagées. Ils peuvent s'appuyer sur les descriptions techniques existantes ou renvoyer à celles-ci. Ils devraient entre autres inclure :

- la justification du choix des accidents et la couverture, y compris une description générale des mesures d'intervention prévues pour le réacteur en cas d'accident
- les différents stades de la progression d'un accident lorsqu'aucune activité de gestion de l'accident n'a pas été créditée
- la compréhension des phénomènes et des processus physiques connexes, y compris les défis posés aux barrières contre les produits de fission et les mécanismes et conditions associées
- l'état des connaissances actuelles concernant les phénomènes, y compris les capacités prédictives actuelles en matière de modélisation des phénomènes et des processus physiques et les soutiens analytiques et expérimentaux
- tout autre aspect ou sujet spécial important pour l'élaboration et la vérification des PEI et des LDGAG

Les examens et les révisions des documents concernant la gestion des accidents doivent être suivis et contrôlés.

Annexe A : Chevauchement des dispositions relatives à la gestion intégrée des accidents et à la préparation aux situations d'urgence

L'illustration présentée dans cette annexe n'est pas un élément obligatoire de ce document d'application de la réglementation et est fournie à titre d'information seulement.



Sigles

Abréviation	Terme complet
AD	accident de dimensionnement
AHD	accident hors dimensionnement
AIEA	Agence internationale de l'énergie atomique
CAD	condition additionnelle de dimensionnement
CCSN	Commission canadienne de sûreté nucléaire
CSA	Association canadienne de normalisation
EPS	étude probabiliste de sûreté
GAG	gestion des accidents graves
IFP	incident de fonctionnement prévu
LDEAU	Lignes directrices pour l'équipement d'atténuation en cas d'urgence
LDGAG	Lignes directrices pour la gestion des accidents graves
LSRN	<i>Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires</i>
PEI	procédures d'exploitation sur incident
SSC	structures, systèmes et composants

Glossaire

accident de dimensionnement

Conditions d'accident par rapport auxquelles est conçue l'installation dotée d'un réacteur, conformément aux critères d'acceptation établis, et pour lesquelles les dommages causés au combustible et les rejets de matières radioactives sont maintenus à l'intérieur des limites autorisées.

accident grave

Accident plus grave qu'un accident de dimensionnement et qui entraîne une détérioration importante du combustible dans le cœur du réacteur ou dans la piscine de combustible usé.

accident hors dimensionnement

Conditions d'accident moins fréquentes, mais plus graves que celles associées à un accident de dimensionnement. Un accident hors dimensionnement pourrait entraîner ou non la détérioration du cœur du réacteur.

analyse de sûreté

Analyse à l'aide d'outils analytiques appropriés qui établit et confirme le dimensionnement des composants importants pour la sûreté et permet de s'assurer que la conception globale de la centrale répond aux critères d'acceptation pour chaque état de fonctionnement du réacteur.

analyse déterministe de sûreté

Analyse des mesures prises dans une installation dotée d'un réacteur à la suite d'un événement, effectuée à l'aide de règles et d'hypothèses prédéterminées (p. ex., celles concernant l'état initial de l'installation, la disponibilité et le rendement des systèmes et les interventions de l'opérateur). Les analyses déterministes de sûreté peuvent être réalisées avec la méthode prudente ou la méthode de type réaliste.

arrangements

Ensemble intégré et prédéterminé d'éléments de l'infrastructure nécessaires pour assurer l'exécution d'une fonction ou d'une tâche spécifique requise pour intervenir en cas d'urgence nucléaire ou radiologique. Ces éléments pourraient comprendre le matériel (p. ex., équipements et instruments), les pouvoirs et les responsabilités, les ressources matérielles et humaines, l'organisation, la coordination, les communications et la formation.

arrangements relatifs aux interventions d'urgence

Voir **arrangements**.

capacité d'utilisation

Mesure dans laquelle un produit peut être utilisé par des utilisateurs spécifiés dans le but d'atteindre des objectifs précis, et ce, de façon efficace et satisfaisante dans un contexte d'utilisation spécifié.

caractéristique de conception complémentaire

Caractéristique de conception ajoutée à la conception sous forme de structure, de système ou de composant (SSC) autonome ou capacité ajoutée à un SSC déjà en place pour faire face à des conditions additionnelles de dimensionnement.

Remarque : Les caractéristiques de conception complémentaires s'appellent également « caractéristiques de sûreté additionnelles ».

conditions additionnelles de dimensionnement

Sous-ensemble d'accidents hors dimensionnement (y compris les accidents graves) pris en compte dans le processus de conception de l'installation, conformément à la méthode de la meilleure estimation, afin de maintenir les rejets de matières radioactives dans les limites acceptables.

corium

Mélange en fusion de parties du cœur du réacteur nucléaire, ressemblant à de la lave.

effet de falaise

Augmentation importante de la gravité des conséquences découlant d'un petit changement de conditions. Remarque : Un effet de falaise peut être causé par des changements dans les caractéristiques de l'environnement, de l'événement ou de la façon dont un réacteur réagit.

enveloppe de conception de la centrale

Gamme des conditions et des événements (y compris les conditions additionnelles de dimensionnement) explicitement prises en compte dans la conception d'une centrale nucléaire, de manière à pouvoir raisonnablement s'attendre à ce que les rejets radioactifs importants soient pratiquement éliminés par le fonctionnement prévu des systèmes fonctionnels et de contrôle, des systèmes de sûreté, des systèmes de support en matière de sûreté et des caractéristiques de conception complémentaires.

équipement supplémentaire

Équipement et instruments qui ne font pas partie de la conception originale de la centrale, mais qui servent de dispositif supplémentaire pour atténuer les conséquences d'un accident. L'équipement d'atténuation en cas d'urgence (EAU) en est un exemple. L'utilisation de l'EAU est décrite dans les Lignes directrices pour l'EAU (LDEAU).

état d'arrêt

État sous-critique du réacteur présentant une marge définie pour éviter un retour à la criticité sans intervention externe.

état stable et sûr à long terme

État dans lequel le combustible dans le cœur ou la piscine de combustible irradié est immergé dans l'eau, la réactivité est contrôlée pour demeurer dans un état sous-critique et l'évacuation à long terme de la chaleur de désintégration du combustible est assurée et maintenue.

événement déclencheur hors dimensionnement

Tout événement déclencheur non pris en considération dans la conception de l'installation, y compris les dangers externes hors dimensionnement, tels que les charges sismiques importantes, les tsunamis, les inondations attribuables à un niveau d'eau extrêmement élevé, les dommages causés par des conditions météorologiques extrêmes (ouragans, pluie verglaçante, tempêtes de sable, etc.) ou des activités humaines ou structures telles que des écrasements d'avion, des accidents de transport, des usines chimiques, des conduites de gaz ou des barrages situés à proximité.

événement externe

Tout événement se produisant dans l'environnement externe d'une installation dotée d'un réacteur et pouvant provoquer la défaillance des structures, systèmes et composants. Les événements externes englobent, sans toutefois s'y limiter, les tremblements de terre, les inondations et les ouragans.

événement interne

Événement se produisant dans l'installation du réacteur attribuable à une erreur humaine ou à une défaillance d'une structure, d'un système ou d'un composant.

exploitation normale

Exploitation d'une installation dotée d'un réacteur à l'intérieur de limites et de conditions opérationnelles définies, y compris le démarrage, l'exploitation en puissance, la mise à l'arrêt, l'entretien, les essais et le rechargement de combustible.

facteurs humains

Facteurs qui ont une influence sur la performance du personnel en ce qui concerne la sûreté de l'installation nucléaire, y compris les activités durant les phases de conception, de construction, de mise en service, d'exploitation, d'entretien et de déclasséement.

fondement d'autorisation

Ensemble d'exigences et de documents visant une installation ou une activité réglementée, qui comprend :

- i. les exigences réglementaires stipulées dans les lois et règlements applicables
- ii. les conditions et les mesures de sûreté et de réglementation décrites dans le permis relatif à l'installation ou à l'activité et les documents cités en référence directement dans ce permis
- iii. les mesures de sûreté et de réglementation décrites dans la demande de permis et les documents soumis à l'appui de cette demande

gestion des accidents

Ensemble de mesures prises au cours de l'évolution d'un accident pour éviter que l'accident ne dégénère, pour atténuer les conséquences de l'accident et arriver à un état stable, sûr et à long terme après l'accident.

gestion des accidents graves

Atténuation des conséquences d'un accident grave pour atteindre un état stable et sûr à long terme.

hors site

Installations et organisations ne faisant pas partie de l'installation autorisée sur le plan juridique, y compris les différentes organisations fédérales, provinciales et municipales qui sont tenues de communiquer avec l'installation et d'intervenir en cas d'accident conformément aux procédures de gestion des accidents de l'installation.

incident de fonctionnement prévu

Processus opérationnel qui s'écarte de l'exploitation normale et qui peut survenir à tout le moins une fois au cours du cycle de vie utile de l'installation du réacteur mais qui, étant donné les dispositions appropriées prises à la conception, ne cause pas de dommages significatifs aux éléments importants pour la sûreté, ni ne dégénère en accident.

intervention d'urgence

Ensemble intégré d'équipements, de procédures et de membres du personnel qui est nécessaire pour assurer l'exécution d'une fonction ou d'une tâche spécifique visant à prévenir, à atténuer ou à maîtriser les effets d'un rejet accidentel.

lignes directrices pour la gestion des accidents graves

Ensemble de recommandations relatives aux mesures à prendre pour gérer les accidents graves.

organisation ou équipe d'intervention d'urgence

Groupe d'intervenants interdépendants dont le rôle est d'atténuer les conséquences d'une situation d'urgence, et dont les rôles et les responsabilités doivent être coordonnés selon un plan prédéfini.

performance humaine

Résultats des comportements, des fonctions et des actions de personnes dans un environnement précis qui reflètent la capacité des travailleurs et des gestionnaires à obtenir la performance définie du système dans des conditions où le système sera utilisé.

pratiquement éliminée

La possibilité que certaines conditions surgissant est physiquement impossible ou est considérée comme étant extrêmement improbable avec un niveau de confiance élevé.

procédures d'exploitation sur incident

Procédures propres au réacteur contenant des instructions permettant au personnel d'exploitation de mettre en œuvre des mesures pour mettre fin à certains incidents de fonctionnement prévus et empêcher la dégradation du cœur en cas d'accident de dimensionnement ou d'accident hors dimensionnement.

procédures d'intervention en cas d'urgence

Ensemble d'instructions comprenant une description détaillée des mesures à prendre par le personnel d'intervention en cas d'urgence.

situation post-accidentelle

État stable et sûr à long terme atteint dans les installations dotées d'un réacteur après un accident.

structures, systèmes et composants

Terme général englobant tous les éléments d'une installation ou d'une activité qui contribuent à la protection et à la sûreté. Les structures sont des éléments passifs : bâtiments, cuves, boucliers, etc. Un système comprend plusieurs composants assemblés de manière à exécuter une fonction (active) spécifique. Un composant est un élément distinct d'un système, par exemple des câbles, des transistors, des circuits intégrés, des moteurs, des relais, des solénoïdes, des conduites, des raccords, des pompes, des réservoirs et des vannes.

sur le site

Domaine physique de l'installation auquel un permis est accordé.

système de sûreté

Système important pour la sûreté, qui assure l'arrêt sécuritaire du réacteur ou l'évacuation de la chaleur résiduelle du cœur du réacteur, ou qui atténue les conséquences des incidents de fonctionnement prévus et des accidents de dimensionnement.

validation (des facteurs humains)

Processus visant à établir dans quelle mesure la conception des systèmes homme-machine et des mécanismes qui s'y rattachent contribue au respect des objectifs d'exploitation et de sûreté.

vérification (des facteurs humains)

Processus visant à démontrer que la conception de l'équipement et des systèmes satisfait aux exigences spécifiées et que les lignes directrices concernant les facteurs humains ont été respectées.

Références

1. Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA), collection Normes de sûreté n° SF-1, *Normes de sûreté de l'AIEA pour la protection des personnes et de l'environnement – Principes fondamentaux de sûreté*, Vienne, Autriche 2007
2. AIEA, collection Guides de sûreté n° NS-G-2.15, STI/PUB/1376, *Severe Accident Management Programmes for Nuclear Power Plants – Safety Guide*, Vienne, Autriche 2009
3. AIEA, collection Rapports de sûreté n° 32, STI/PUB/1167, *Implementation of Accident Management Programmes in Nuclear Power Plants*, Vienne, Autriche 2004
4. AIEA, collection Services de sûreté n° 9, IAEA-SVS-09, *Guidelines for the Review of Accident Management Programmes in Nuclear Power Plants*, Vienne, Autriche, 2003
5. Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN), REGDOC-2.10.1, *Préparation et intervention relatives aux urgences nucléaires*, Ottawa, Canada (ébauche), 2013.
6. AIEA, Prescriptions de sûreté particulières n° SSR-2/2, *Sûreté des centrales nucléaires : mise en service et exploitation (Prescription 19 : Programme de gestion des accidents)*, Vienne, Autriche, 2012
7. AIEA, INSAG-10, *La défense en profondeur en sûreté nucléaire*, Vienne, Autriche, 1997
8. AIEA, INSAG 12, *Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants, 75-INSAG-3, rév. 1*, Vienne, Autriche 1999
9. AIEA, TECDOC-1440, *Overview of Training Methodology for Accident Management at Nuclear Power Plants*, Vienne, Autriche, 2005
10. Ensemble de normes de l'Association canadienne de normalisation, N-286, *Exigences relatives au système de gestion des installations nucléaires*, Mississauga.
11. CCSN, G-276, *Plan de programme d'ingénierie des facteurs humains*, Ottawa, 2003.
12. CCSN, G-323, *Assurer la présence d'un nombre suffisant de travailleurs qualifiés aux installations nucléaires de catégorie I – Effectif minimal*, Ottawa, 2007.

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

Les installations et activités du secteur nucléaire du Canada sont réglementées par la Commission canadienne de sûreté nucléaire (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.

Depuis avril 2013, la collection des documents d'application de la réglementation actuels et prévus comporte trois grandes catégories et vingt-cinq séries, selon la structure ci-dessous. Les documents d'application de la réglementation préparés par la CCSN font partie de l'une 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	Délibérations de la Commission
	3.5	Processus et pratiques 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 à suretenucleaire.gc.ca/fra/acts-and-regulations/regulatory-documents.