



Commission canadienne  
de sûreté nucléaire

Canadian Nuclear  
Safety Commission



## Détail des changements au Projet omnibus de modifications relatives à Fukushima

Pour donner suite au

*Rapport du Groupe de travail de la CCSN sur Fukushima*

Tableaux combinés de modifications et de justifications pour les documents suivants

*S-294, Études probabilistes de sûreté (EPS) pour les centrales nucléaires*

*S-296 (et G-296), Politiques, programmes et procédures de protection de l'environnement aux installations nucléaires de catégorie I et aux mines et usines de concentration d'uranium*

*G-306, Programme de gestion des accidents graves touchant les centrales nucléaires*

*RD-308, Analyse déterministe de sûreté pour les installations dotées de petits réacteurs*

*RD-310, Analyses de la sûreté pour les centrales nucléaires*

Juillet 2012

## Préface

Les modifications proposées aux documents d'application de la réglementation de la CCSN dont traite le présent document ont été réunies dans le cadre du Projet omnibus de modifications relatives à Fukushima de la CCSN. Elles correspondent aux propositions d'améliorations et d'éclaircissements particuliers aux exigences réglementaires énoncées dans le *Rapport du Groupe de travail de la CCSN sur Fukushima* (GTF) et le *Plan d'action du personnel de la CCSN concernant les recommandations du Groupe de travail de la CCSN sur Fukushima* correspondant

Le présent document a pour objet d'expliquer ces modifications et servira à confirmer la justesse de celles-ci. Après le processus de consultation, ces modifications seront intégrées aux documents d'application de la réglementation, lesquels seront republiés conformément aux conventions les plus récentes de la CCSN en matière de titrage, de numérotation et de nomenclature.

Des préfaces mises à jour présenteront l'historique administratif du document, les liens avec le rapport du Groupe de travail sur Fukushima et une explication des termes d'usage obligatoire dans les documents d'orientation et d'application de la réglementation de la CCSN.

### Références

1. *Rapport du groupe de travail de la CCSN sur Fukushima* (INFO-0824)
2. *Plan d'action du personnel de la CCSN concernant les recommandations du Groupe de travail de la CCSN sur Fukushima* (INFO-0828)

**Texte en rouge : nouveau texte ajouté pour donner suite aux recommandations du Groupe de travail sur Fukushima**

# Table des matières

Détail des modifications du projet omnibus de modifications suite à Fukushima.....	1
Préface .....	2
Table des matières .....	3
Partie A : S-294, <i>Études probabilistes de sûreté (EPS) pour les centrales nucléaires</i> .....	4
Tableau A. S-294 – Modifications proposées et justification.....	5
Partie B : S-296 et G-296, <i>Politiques, programmes et procédures de protection de l’environnement aux installations nucléaires de catégorie I et aux mines et usines de concentration d’uranium</i> .....	13
Tableau B1. S-296 – Modifications proposées et justification .....	14
Tableau B2. G-296 – Modifications proposées et justification .....	20
Partie C : G-306, <i>Programme de gestion des accidents graves touchant les centrales nucléaires</i> .....	21
Tableau C. G-306 – Modifications proposées et justification .....	22
Partie D : RD-308, <i>Analyse déterministe de sûreté pour les installations dotées de petits réacteurs</i> .....	31
Tableau D. RD-308 – Modifications proposées et justification.....	32
Partie E : RD-310, <i>Analyses de la sûreté pour les centrales nucléaires</i> .....	40
Tableau E. RD-310 – Modifications proposées et justification.....	41

## **Partie A : S-294, Études probabilistes de sûreté (EPS) pour les centrales nucléaires**

Le document S-294 énonce les exigences concernant la réalisation d'une étude probabiliste de sûreté (EPS) par les titulaires de permis.

Il a été déterminé que le document S-294 doit être révisé dès que possible afin d'énoncer les exigences et orientations supplémentaires requises pour les besoins à venir de remise en état et de nouvelle construction.

Les critères mis à jour pour donner suite aux leçons tirées de l'accident de Fukushima comprennent ce qui suit :

- Une EPS de niveaux 1 et 2 devraient inclure les événements impliquant la piscine de stockage du combustible irradié et les considérations touchant les centrales à tranches multiples, ainsi que les incendies internes affectant toute la centrale, les inondations internes, les séismes et autres événements externes.
- Certaines des exigences établies gagneraient à être précisées. Par exemple :
  - La méthodologie et les codes informatiques de l'EPS doivent être acceptés par le personnel de la CCSN et deux procédures de l'AIEA sont mentionnées en référence. Toutefois, ni l'objet de l'acceptation ni la façon de l'obtenir n'est précisé.
  - Bien que l'on s'attende à ce que la méthodologie de l'EPS permette de vérifier si les objectifs de sûreté du document RD-337 sont atteints, cette exigence n'est pas énoncée (alors qu'elle devrait l'être).
  - Bien que la méthodologie de l'EPS doive identifier les facteurs dominants contribuant au risque et les vulnérabilités de la centrale, soutenir le développement des principes de gestion des accidents graves, cette exigence n'est pas énoncée (alors qu'elle devrait l'être).
  - Les modes d'exécution des analyses de sensibilité et d'incertitude devraient eux aussi être exprimés plus clairement.

Une nouvelle exigence relative à la consultation préalable de la CCSN ou l'acceptation préalable par la CCSN des usages prévus de l'EPS a été ajoutée, car une telle exigence influence la méthodologie et les codes.

**Tableau A. S-294 — Modifications proposées et justification**

S-294 N° de section	Texte actuel	Changements proposés	Justification
Préface	S. O.	<p><b>Préface</b></p> <p><b>Ce document d’application de la réglementation énonce les exigences de la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) à l’égard des études probabilistes de la sûreté (EPS). Une fois publié, le présent document modifiera ou remplacera la norme d’application de la réglementation S-294, Études probabilistes de sûreté (EPS) pour les centrales nucléaires. Le présent document a été révisé pour tenir compte d’un besoin de clarification ou d’ajout de critères inspirés des leçons tirées de l’accident nucléaire de Fukushima survenu en mars 2011. Les modifications ont été apportées pour donner suite aux conclusions d’INFO-0824, Rapport du Groupe de travail de la CCSN sur Fukushima, qui s’applique au document S-294.</b></p> <p>-----</p> <p>Le présent document peut faire partie du fondement d’autorisation d’une installation ou d’une activité réglementée, y compris sous forme de renvoi dans un permis, directement ou indirectement (par l’intermédiaire des documents de référence du titulaire de permis).</p> <p>Le fondement d’autorisation établit les conditions limites du rendement acceptable pour une installation ou une activité réglementée, et jette ainsi les bases du programme de conformité de la CCSN à l’égard de cette installation ou activité réglementée.</p>	<p>Présenter l’historique administratif du document modifié, le fondement juridique et une explication du libellé obligatoire des documents d’orientation et d’application de la réglementation. La justification de la modification relativement au <i>Rapport du Groupe de travail de la CCSN sur Fukushima</i> est également présentée.</p>

S-294 N° de section	Texte actuel	Changements proposés	Justification
		<p>Le fondement d'autorisation pour une installation ou une activité réglementée est un ensemble d'exigences et de documents qui comprend :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>i) les exigences réglementaires stipulées dans les lois et règlements applicables;</li> <li>ii) les conditions et les mesures de sûreté et de contrôle décrites dans le permis pour l'installation ou l'activité et les documents cités en référence directement dans ce permis;</li> <li>iii) les mesures de sûreté et de contrôle décrites dans la demande de permis et les documents soumis à l'appui de cette demande.</li> </ul> <p>Aux fins du présent document, « doit » est employé pour exprimer une exigence, c'est-à-dire une disposition qu'un titulaire ou demandeur de permis est tenu de respecter pour se conformer aux exigences du présent document d'application de la réglementation. « Devrait » dénote une orientation ou une mesure conseillée. « Pourrait » exprime une option ou un élément acceptable dans les limites du présent document d'application de la réglementation. « Peut » exprime une possibilité ou une capacité.</p> <p>Aucun élément dans ce document ne doit être interprété par le titulaire de permis comme une autorisation de déroger aux exigences pertinentes. Il appartient au titulaire de permis d'identifier tous les règlements et conditions de permis applicables et de s'y conformer.</p>	

S-294 N° de section	Texte actuel	Changements proposés	Justification
1.	<p><b>Objet</b></p> <p>Le but de cette norme d'application de la réglementation est, lorsqu'elle est citée dans un permis de construction ou d'exploitation d'une centrale nucléaire, ou dans tout autre instrument de réglementation, de s'assurer que le titulaire de permis réalise une étude probabiliste de sûreté (EPS) en conformité avec les exigences définies dans la norme.</p>	<p><b>Objet</b></p> <p>Le but de <b>ce document d'application de la réglementation</b> est, lorsqu'il est cité dans un permis de construction ou d'exploitation d'une centrale nucléaire, ou dans tout autre instrument de réglementation, de s'assurer que le titulaire de permis réalise une étude probabiliste de sûreté (EPS) en conformité avec les exigences définies dans la norme.</p>	<p>Terminologie changée de « norme d'application de la réglementation » à « document d'application de la réglementation ».</p>
2.0	<p><b>Portée</b></p> <p>Cette norme fixe les exigences relatives à l'EPS qu'un titulaire de permis de construction ou d'exploitation d'une centrale nucléaire doit réaliser lorsque le permis, ou tout autre instrument de réglementation, l'exige.</p>	<p><b>Portée</b></p> <p><b>Ce document</b> fixe les exigences relatives à l'EPS qu'un titulaire de permis de construction ou d'exploitation d'une centrale nucléaire doit réaliser lorsque le permis, ou tout autre instrument de réglementation, l'exige.</p>	<p>Terminologie changée de « norme » à « document ».</p>
4.0	<p><b>Contexte</b></p> <p>Les documents de la « collection Sûreté » de l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA) suivants fournissent les principes généraux pour produire une EPS de bonne qualité :</p> <p>1. AIEA collection Sûreté N° 50-P-4, <i>Procedures for Conducting Probabilistic Safety Assessments of Nuclear Power Plants (Level 1)</i>;</p> <p>2. AIEA collection Sûreté N° 50-P-8, <i>Procedures for Conducting Probabilistic Safety Assessments of Nuclear Power Plants (Level 2), Accident Progression, Containment Analysis and Estimation of</i></p>	<p><b>Contexte</b></p> <p>Les <b>normes</b> de sûreté suivantes de l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA) <b>ou leurs versions mises à jour</b> présentent des principes généraux pour produire une EPS de bonne qualité :</p> <p><b>1 AIEA, norme de sûreté SSG-3, <i>Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants</i>;</b></p> <p><b>2 AIEA, norme de sûreté SSG-4, <i>Development and Application of Level 2 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants</i>.</b></p>	<p>Les normes données en référence dans le document S-294 original sont dépassées et ont été remplacées par une nouvelle série de normes de sûreté de l'AIEA.</p> <p>Il faut également préciser les normes internationales et de l'AIEA servant à établir la qualité de l'EPS.</p> <p>La mise à jour des deux références à l'AIEA donnera suite partiellement à l'aspect suivant en lien avec les recommandations du Groupe de travail sur Fukushima (GTF) :</p> <p>La méthodologie et les codes informatiques de l'EPS doivent être acceptés par la CCSN et deux procédures de l'AIEA sont mentionnées en référence. L'objet de</p>

S-294 N° de section	Texte actuel	Changements proposés	Justification
	<i>Accident Source Terms: A Safety Practice.</i>		l'acceptation ainsi que la façon de l'obtenir sont précisés.
5.0	<b>Exigences pour l'EPS</b> Le titulaire de permis doit réaliser les activités suivantes :	Le titulaire de permis doit réaliser les activités suivantes :	
5.1	Effectuer une EPS <b>de niveau 2 spécifique à la centrale</b> pour chaque centrale nucléaire en question.	Effectuer une EPS de <b>niveau 1</b> et de niveau 2 pour chaque centrale.  <b>Les sources radioactives autres que le cœur d'un réacteur, comme la piscine de stockage du combustible usé, doivent être prises en compte. S'il y a lieu, les impacts liés aux tranches multiples doivent être pris en compte.</b>  <b>L'EPS doit comprendre :</b>  <b>1. une analyse systématique permettant d'établir avec confiance que la conception sera conforme aux objectifs de sûreté généraux;</b>  <b>2. la démonstration que l'on a produit une conception équilibrée;</b>  <b>3. la démonstration de la prévention de situations dans lesquelles de petits écarts dans les paramètres de la centrale pourraient entraîner de graves anomalies de comportement de la centrale (« effet de précipitation »);</b>  <b>4. des évaluations des probabilités d'occurrence d'états graves d'endommagement du cœur et des évaluations des risques de rejets radioactifs importants dans l'environnement;</b>  <b>5. des évaluations spécifiques au site concernant la probabilité d'occurrence et les conséquences</b>	Énoncer explicitement : <ul style="list-style-type: none"><li>• le niveau 1 et le niveau 2;</li><li>• la portée des événements déclencheurs à prendre en compte;</li><li>• les sources radioactives à prendre en compte;</li><li>• l'effet de tranches multiples.</li></ul> Cela donnera suite à l'aspect suivant des recommandations du GTF :  Une EPS de niveaux 1 et 2 est requise pour les événements impliquant la piscine de stockage du combustible usé et les considérations touchant les centrales à tranches multiples, ainsi que les incendies internes affectant toute la centrale, les inondations internes, les séismes et autres événements externes.  L'objet de l'EPS provient de la norme SSG-3 de l'AIEA, qui énumère très clairement les motifs d'exécution d'une EPS, ce qui donnera suite aux aspects suivants en lien avec les recommandations du GTF :

S-294 N° de section	Texte actuel	Changements proposés	Justification
		<p><b>de dangers externes;</b></p> <p><b>6. l'identification des vulnérabilités de la centrale et des systèmes pour lesquels des améliorations de conception ou des modifications aux procédures d'exploitation pourraient réduire la probabilité d'un accident grave ou en atténuer les conséquences;</b></p> <p><b>7. une évaluation du caractère adéquat des procédures d'urgence;</b></p> <p><b>8. une évaluation permettant de soutenir le programme de gestion des accidents graves.</b></p>	<p>Il est maintenant énoncé explicitement que la méthodologie de l'EPS doit définir les facteurs dominants contribuant au risque et les vulnérabilités de la centrale, et indiquer les principes de gestion des accidents graves.</p> <p>On s'attend à ce que la méthodologie de l'EPS vérifie l'atteinte des objectifs de sûreté dans la conception (RD-337), et cette exigence est maintenant énoncée.</p>
5.2	<p>Établir et appliquer un processus officiel d'assurance de la qualité pour réaliser l'EPS, comme la norme de l'Association canadienne de normalisation (CSA) N286.2, <i>Design Quality Assurance for Nuclear Power Plants</i>;</p>	<p>Établir et appliquer un <b>système de gestion ou un programme d'assurance de la qualité</b> officiel pour réaliser l'EPS, comme la norme de l'Association canadienne de normalisation (CSA) <b>N286-05, Exigences relatives au système de gestion des centrales nucléaires. Les codes informatiques employés pour les modèles d'EPS doivent être conformes à la norme CSA N286.7-99, Assurance de la qualité des programmes informatiques scientifiques, d'analyse et de conception des centrales nucléaires.</b></p>	<p>La norme CSA N286.2 est retirée.</p> <p>La norme CSA N286-05 remplace la N286.0, ainsi que les sous-échelons connexes N286.1 à N286.6.</p> <p>Il est important également d'ajouter la norme CSA N286.7-99 concernant le programme d'assurance de la qualité des codes informatiques, afin de veiller à ce que les codes utilisés dans l'élaboration de l'EPS soient conformes à la norme de la CSA. La version originale du document S-294 ne prescrivait pas explicitement la conformité à N286.7.</p> <p>Cela contribuera à donner suite à l'aspect suivant des recommandations du GTF :</p> <p>Une exigence de consultation préalable de la CCSN ou d'acceptation préalable par la CCSN des usages prévus de l'EPS est fournie, car une telle exigence influe sur la</p>

S-294 N° de section	Texte actuel	Changements proposés	Justification
			méthodologie et les codes.
5.3	<b>S'assurer que</b> les modèles de l'EPS représentent aussi fidèlement que possible la centrale telle que construite et exploitée, dans les limites de la technologie de l'EPS et conformément à l'impact du risque;	Les modèles de l'EPS représentent aussi fidèlement que possible la centrale telle que construite et exploitée ( <b>y compris les impacts de tranches multiples</b> ), dans les limites de la technologie de l'EPS et conformément à l'impact du risque;	Préciser que les effets dans les centrales à tranches multiples doivent être pris en compte.
5.4	Mettre à jour les modèles de l'EPS tous les trois ans ou plus tôt si des changements significatifs ont eu lieu dans la centrale;	Mettre à jour les modèles de l'EPS tous les <b>cinq</b> ans ou plus tôt si des changements significatifs ont eu lieu dans la centrale.	Faire concorder la mise à jour de l'EPS avec la mise à jour du rapport sur l'analyse de sûreté du document S-99/RD-99.1 et avec le renouvellement du permis.
5.5	S'assurer que les hypothèses et les données utilisées dans les modèles de l'EPS sont réalistes et pratiques;	S'assurer que les hypothèses et les données utilisées dans les modèles de l'EPS sont réalistes et pratiques. <b>Des analyses déterministes de sûreté doivent être produites à l'appui.</b>	Fournir l'analyse à l'appui pour définir les critères de réussite, les hypothèses, etc.
5.6	<b>S'assurer que</b> le degré de détail de l'EPS est conforme aux programmes d'essais et de gestion de la configuration <b>de la centrale</b> ;	Le degré de détail de l'EPS est conforme aux programmes d'essais, d' <b>entretien</b> et de gestion de la configuration <b>de l'installation, ainsi qu'aux usages prévus de l'EPS.</b>	Préciser que le degré de détail de l'EPS devrait également correspondre à l'usage prévu de l'EPS.  Cela contribuera à donner suite à l'aspect suivant des recommandations du GTF :  Une exigence de consultation préalable de la CCSN ou d'acceptation préalable par la CCSN des usages prévus de l'EPS est fournie, car une telle exigence influe sur la méthodologie et les codes.
5.7	Demander l'approbation de la CCSN concernant la méthodologie et les codes informatiques à utiliser pour l'EPS;	Demander l'approbation de la CCSN concernant la méthodologie et les codes informatiques à utiliser pour l'EPS <b>avant de les utiliser aux fins du présent document.</b>	Cela contribuera à donner suite à l'aspect suivant des recommandations du GTF :  La méthodologie et les codes informatiques de l'EPS doivent être acceptés par la CCSN,

S-294 N° de section	Texte actuel	Changements proposés	Justification
		<ul style="list-style-type: none"> <li>• <b>La méthodologie doit indiquer les applications prévues pour l'EPS.</b></li> <li>• <b>La méthodologie doit correspondre aux applications prévues pour l'EPS.</b></li> <li>• <b>Les codes informatiques utilisés pour l'EPS et les analyses déterministes de sûreté connexes doivent être conçus, validés et utilisés en conformité avec un programme d'assurance de la qualité respectant les exigences de la norme CSA N286.7-99.</b></li> </ul>	<p>et deux procédures de l'AIEA sont mentionnées en référence. L'objet de l'acceptation ainsi que la façon de l'obtenir sont précisés.</p> <p>Une exigence de consultation préalable de la CCSN ou d'acceptation préalable par la CCSN des usages prévus de l'EPS est fournie, car une telle exigence influence la méthodologie et les codes.</p> <p>Ces changements ont pour but de clarifier la distinction entre les codes informatiques servant à élaborer les modèles d'EPS et les codes employés pour les analyses déterministes de sûreté afin d'énoncer les critères de réussite.</p>
5.8	<p>Inclure dans l'EPS les événements internes<sup>1</sup> et externes ;</p> <p><sup>1</sup> En ce qui concerne les événements externes, le titulaire de permis peut, avec l'accord de la ou des « personnes autorisées » par la Commission, choisir une autre méthode d'analyse. Dans ce cas, l'événement externe pourrait être exclu de l'EPS.</p>	<p><b>Inclure tous les événements initiateurs potentiels propres au site et les dangers potentiels, notamment : a) événements initiateurs internes causés par des défaillances aléatoires de composants et des erreurs humaines; b) dangers internes (p. ex. incendie ou inondation à l'intérieur, missiles de turbine) et c) dangers externes, qu'ils soient naturels (p. ex. séismes, vents violents, inondations externes) ou d'origine humaine, mais non malveillante (p. ex. écrasements d'avion, accidents dans des installations industrielles à proximité).</b></p> <p><b>Inclure également des combinaisons possibles de dangers externes. Les séismes, inondations ou incendies en sont des exemples.</b></p> <p><b>Les critères de sélection des dangers doivent être acceptables pour la CCSN.</b></p>	<p>L'exigence est explicitée.</p> <p>Cela donne suite à l'aspect suivant des recommandations du GTF :</p> <p>Une EPS de niveaux 1 et 2 est requise pour les événements impliquant la piscine de stockage du combustible usé et les considérations touchant les centrales à tranches multiples, ainsi que les incendies internes affectant toute la centrale, les inondations internes, les séismes et autres événements externes.</p>

S-294 N° de section	Texte actuel	Changements proposés	Justification
		Le titulaire de permis peut, avec l'accord de la ou des « personnes autorisées » par le tribunal de la Commission, choisir une autre méthode d'analyse <b>pour évaluer les événements externes (dangers internes et dangers externes).</b>	
5.9	Inclure dans l'EPS les états d'exploitation normale et les états d'arrêt;	<b>Inclure dans l'EPS tous les états d'exploitation de la centrale (pleine puissance, faible puissance et arrêt).</b>	Cette disposition a été reformulée de façon plus inclusive et générale afin de pouvoir l'appliquer à d'éventuelles conceptions de nouvelles constructions.
5.10	Inclure dans l'EPS des analyses de sensibilité et d'incertitude, et des mesures d'importance.	Aucun changement.	Cette exigence devrait demeurer inchangée (haut niveau), alors que les modes d'exécution de ces analyses seront précisés dans le document GD-294, puisque la façon d'aborder l'incertitude et la sensibilité peut différer selon qu'il s'agisse d'une EPS de niveau 1, de niveau 2 ou sismique.
<b>5.11</b>		<b>Les résultats de l'EPS peuvent être répétés et confirmés.</b>	Assurer la qualité de l'EPS.
<b>5.12</b>		<b>Documentation</b> <b>Le titulaire de permis doit fournir une documentation complète et détaillée de l'EPS, y compris les hypothèses, la méthodologie, les simplifications et les résultats. Cette documentation devrait inclure les facteurs dominants contribuant aux risques et les vulnérabilités, afin d'appuyer l'examen réglementaire et l'évaluation de l'EPS.</b>	Cela contribuera à donner suite à l'aspect suivant des recommandations du GTF :  Il est maintenant énoncé clairement que la méthodologie de l'EPS doit définir les facteurs dominants contribuant au risque et les vulnérabilités de la centrale, et indiquer les principes de gestion d'accidents graves.

## **Partie B : S-296 et G-296, *Politiques, programmes et procédures de protection de l'environnement aux installations nucléaires de catégorie I et aux mines et usines de concentration d'uranium***

Le document S-296 énonce les politiques, programmes et procédures de protection de l'environnement que les titulaires de permis doivent mettre en œuvre lorsque les conditions de permis pertinentes l'exigent.

Les critères mis à jour dans les documents S-296 et G-296 sont maintenant les suivants :

S'assurer que les hypothèses et les données utilisées dans les modèles de l'EPS sont réalistes et pratiques;

- expliciter la portée de la surveillance environnementale pour les situations d'extrême urgence
- examiner et améliorer les dispositions relatives à l'instrumentation de surveillance environnementale en vue d'assurer une robustesse suffisante en cas de situation grave
- examiner les dispositions sur les plans d'aménagement de l'équipement de surveillance environnementale pour en établir le caractère adéquat en cas de situation grave
- établir et renforcer les critères et les lignes directrices pour la surveillance environnementale en situation d'urgence

**Tableau B1. S-296 — Modifications proposées et justification**

S-296 N° de section	Texte actuel	Changements proposés	Justification
Préface		<p><b>Préface</b></p> <p><b>Ce document d’application de la réglementation énonce les exigences de la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) à l’égard des politiques, programmes et procédures de protection de l’environnement.</b></p> <p><b>Une fois publié, le présent document modifiera ou remplacera le document S-296, <i>Politiques, programmes et procédures de protection de l’environnement aux installations nucléaires de catégorie I et aux mines et usines de concentration d’uranium.</i></b></p> <p><b>Le présent document a été révisé pour tenir compte d’un besoin de clarification ou d’ajout de critères inspirés des leçons tirées de l’accident nucléaire de Fukushima survenu en mars 2011. Les modifications au document d’orientation qui accompagne ce document découlent des recommandations du document INFO-0824, <i>Rapport du Groupe de travail de la CCSN sur Fukushima.</i></b></p> <p>-----</p> <p>Le présent document peut faire partie du fondement d’autorisation des installations nucléaires et des activités réglementées, y compris sous forme de renvoi dans un permis, directement ou indirectement (par l’intermédiaire des documents de référence du titulaire de permis).</p>	<p>Présenter l’historique administratif du document modifié, le fondement juridique et une explication du libellé obligatoire des documents d’orientation et d’application de la réglementation. La justification de la modification relativement au <i>Rapport du Groupe de travail de la CCSN sur Fukushima</i> est également présentée.</p>

<p>Préface (suite)</p>		<p>Le fondement d'autorisation établit les conditions limites du rendement acceptable pour une installation ou une activité réglementée et jette ainsi les bases du programme de conformité de la CCSN à l'égard de cette installation ou activité réglementée.</p> <p>Le fondement d'autorisation pour une installation ou une activité réglementée est un ensemble d'exigences et de documents qui comprend :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>i) les exigences réglementaires stipulées dans les lois et règlements applicables;</li> <li>ii) les conditions et les mesures de sûreté et de contrôle décrites dans le permis pour l'installation ou l'activité et les documents cités en référence directement dans ce permis;</li> <li>iii) les mesures de sûreté et de contrôle décrites dans la demande de permis et les documents soumis à l'appui de cette demande.</li> </ul> <p>Aux fins du présent document, « doit » est employé pour exprimer une exigence, c'est-à-dire une disposition qu'un titulaire ou demandeur de permis est tenu de respecter pour se conformer aux exigences du présent document d'application de la réglementation. « Devrait » dénote une orientation ou une mesure conseillée. « Pourrait » exprime une option ou un élément acceptable dans les limites du présent document d'application de la réglementation. « Peut » exprime une possibilité ou une capacité.</p> <p>Aucun élément dans ce document ne doit être interprété par le titulaire de permis comme une autorisation de déroger aux exigences pertinentes. Il appartient au titulaire de permis d'identifier tous les règlements et conditions de permis applicables et de s'y conformer</p>	
----------------------------	--	---	--

	<p>Le texte pertinent de la norme ISO-14001 donnée en référence, section 4.4.7, se présente comme suit :</p> <p><i>4.4.7 Prévention des situations d'urgence et capacité d'intervention</i></p> <p><i>L'organisme doit établir, mettre en œuvre et tenir à jour une (des) procédure(s) pour identifier les situations d'urgence potentielles et les accidents potentiels qui peuvent avoir un (des) impact(s) sur l'environnement, et comment y répondre... L'organisme doit examiner périodiquement et revoir, lorsque cela est nécessaire, ses procédures concernant la préparation et la réponse aux situations d'urgence, en particulier après l'occurrence d'accidents ou de situations d'urgence.</i></p>	<p>Aucune modification.</p>	<p>La section 4.4.7 de la norme ISO-14001 (adoptée par renvoi direct au document S-296) comporte déjà des dispositions génériques adéquates pour la préparation et l'intervention en cas d'urgence.</p> <p>Les documents ISO-14000 et G-296 utilisent le terme « urgence » sans établir de distinction ni définir de degrés, p. ex. urgences sans gravité, graves ou extrêmes.</p> <p>La norme CSA N286-05 (section 6.26) comporte également une exigence relative aux préparatifs d'urgence.</p> <p>Le texte du document G-296 a été révisé pour indiquer clairement qu'il englobe l'instrumentation de surveillance environnementale pour les situations d'urgence.</p> <p>Cela donne suite à l'aspect suivant des recommandations du GTF :</p> <p>Expliciter la portée de la surveillance environnementale pour les situations d'extrême urgence.</p>
--	---	-----------------------------	--

**Tableau B2. G-296 — Modifications proposées et justification**

G-296 N° de section	Texte actuel	Changements proposés	Justification
Préface		<p><b>Préface</b></p> <p><b>Le présent document d’application de la réglementation énonce les attentes et l’orientation de la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) à l’égard des politiques, programmes et procédures de protection de l’environnement. Une fois publié, le présent document modifiera ou remplacera le document G-296, <i>Élaboration de politiques, programmes et procédures de protection de l’environnement aux installations nucléaires de catégorie I et aux mines et usines de concentration d’uranium.</i></b></p> <p><b>Le présent document a été révisé pour tenir compte d’un besoin de clarification ou d’ajout de critères inspirés des leçons tirées de l’accident nucléaire de Fukushima survenu en mars 2011. Les modifications ont été apportées pour donner suite aux conclusions d’INFO-0824, <i>Rapport du Groupe de travail de la CCSN sur Fukushima</i>, qui s’appliquent au document G-296.</b></p> <p>-----</p> <p>Le présent document peut faire partie du fondement d’autorisation des installations nucléaires et des activités réglementées, y compris sous forme de renvoi dans un permis, directement ou indirectement (par l’intermédiaire des documents de référence du titulaire de permis).</p>	<p>Présenter l’historique administratif du document modifié, le fondement juridique et une explication du libellé obligatoire des documents d’orientation et d’application de la réglementation. La justification de la modification relativement au <i>Rapport du Groupe de travail de la CCSN sur Fukushima</i> est également présentée.</p>

<p>Préface (suite)</p>		<p>Le fondement d'autorisation établit les conditions limites du rendement acceptable pour une installation ou une activité réglementée et jette ainsi les bases du programme de conformité de la CCSN à l'égard de cette installation ou activité réglementée.</p> <p>Le fondement d'autorisation pour une installation ou une activité réglementée est un ensemble d'exigences et de documents qui comprend :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>i) les exigences réglementaires stipulées dans les lois et règlements applicables;</li> <li>ii) les conditions et les mesures de sûreté et de contrôle décrites dans le permis pour l'installation ou l'activité et les documents cités en référence directement dans ce permis;</li> <li>iii) les mesures de sûreté et de contrôle décrites dans la demande de permis et les documents soumis à l'appui de cette demande.</li> </ul> <p>Aux fins du présent document, « doit » est employé pour exprimer une exigence, c'est-à-dire une disposition qu'un titulaire ou demandeur de permis est tenu de respecter pour se conformer aux exigences du présent document d'application de la réglementation. « Devrait » dénote une orientation ou une mesure conseillée. « Pourrait » exprime une option ou un élément acceptable dans les limites du présent document d'application de la réglementation. « Peut » exprime une possibilité ou une capacité.</p> <p>Aucun élément dans ce document ne doit être interprété par le titulaire de permis comme une autorisation de déroger aux exigences pertinentes. Il appartient au titulaire de permis d'identifier tous les règlements et conditions de permis applicables et de s'y conformer</p>	
----------------------------	--	---	--

<p>5.3.3</p>	<p><b>Autres considérations</b></p> <p>Le SME doit également traiter des préparatifs et mesures d'intervention d'urgence environnementale en ce qui concerne :</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. les mesures proposées pour éviter ou atténuer les effets des rejets accidentels de substances nucléaires et de substances dangereuses sur l'environnement;</li> <li>2. la santé et la sécurité des personnes. <sup>[27][28]</sup></li> </ol>	<p><b>Autres considérations</b></p> <p>Le SME doit également traiter des préparatifs et mesures d'intervention d'urgence environnementale en ce qui concerne :</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. les mesures proposées pour éviter ou atténuer les effets des rejets accidentels de substances nucléaires et de substances dangereuses sur l'environnement;</li> <li><b>2. les mesures proposées pour assurer la disponibilité et l'accessibilité de l'instrumentation de surveillance environnementale lors des situations d'urgence;</b></li> <li><b>3. l'inclusion des plans d'aménagement de l'instrumentation et de l'équipement de surveillance environnementale dans les plans d'urgence;</b></li> <li>4. la santé et la sécurité des personnes <sup>[27][28]</sup>.</li> </ol>	<p>L'orientation fournie par la norme ISO-14001, <i>mentionnée</i> dans le document S-296 relativement à la surveillance environnementale en cas de « <i>situation d'urgence et d'accident possible</i> », est minimale. Cela indique un besoin d'énoncer certaines orientations inspirées des leçons tirées dans la section 5.3.3 du document G-296 (qui accompagne le document S-296), relativement aux recommandations du GTF.</p> <p>Cela traite spécifiquement des aspects suivants des recommandations du GTF :</p> <p>Établir et <i>renforcer</i> les critères et les lignes directrices pour la surveillance environnementale en situation d'urgence.</p> <p><i>Examiner</i> et améliorer les dispositions relatives à l'instrumentation de surveillance environnementale en vue d'assurer une robustesse suffisante en cas de situation grave.</p> <p><i>Examiner</i> les dispositions sur les plans d'aménagement de l'équipement de surveillance environnementale pour en établir le caractère adéquat en cas de situation grave.</p> <p>La CCSN applique l'orientation internationale à la surveillance environnementale en situation d'urgence et continuera de le faire à court terme. Le besoin d'établir éventuellement une orientation et des critères canadiens sera néanmoins pris en compte en fonction des réactions internationales à l'accident de Fukushima.</p>
--------------	---	--	--

			<p>Il est prévu d'intégrer les renseignements pertinents à d'autres guides de procédures propres aux situations d'urgence qui sont en cours de préparation à la CCSN, et pas juste exclusivement dans le contexte de l'orientation sur les systèmes de gestion environnementale.</p>
--	--	--	--

## **Partie C : G-306, Programme de gestion des accidents graves touchant les centrales nucléaires**

Le document G-306 fournit de l'orientation au titulaire de permis pour élaborer, mettre en œuvre et tenir à jour un programme de gestion des accidents graves (GAG). Ce document a été publié en 2006 afin de répondre au besoin de planification en cas d'accident grave, en conformité avec les pratiques internationales généralement reconnues.

Ce document d'orientation aborde les dispositions d'intervention d'urgence en cas d'accident grave dans les centrales canadiennes. Un programme GAG ajoute une barrière de défense supplémentaire contre les conséquences des accidents qui ne font pas partie des événements pris en considération dans le dimensionnement d'un réacteur. La mise en place d'un programme GAG fait en sorte que les responsables de la gestion des accidents disposent de l'information, des procédures et des ressources nécessaires pour intervenir efficacement sur le site.

L'orientation mise à jour dans le document G-306 comprend maintenant ce qui suit :

- des programmes GAG prenant en compte des scénarios d'accident grave dans des centrales à tranches multiples
- mitigation de l'hydrogène
- la survivabilité de l'équipement
- la réaction adéquate à une panne d'électricité totale prolongée à la centrale ou à des événements externes qui ont des répercussions importantes sur l'installation

Note : La présente modification au document G-306 constitue une mesure intérimaire visant à fournir de l'orientation en fonction des leçons apprises présentées par le Groupe de travail sur Fukushima, en attendant l'élaboration d'un nouveau document d'application de la réglementation pour la gestion des accidents.

**Tableau C. G-306 — Modifications proposées et justification**

G-306 N° de section	Texte actuel	Changements proposés	Justification
Préface		<p><b>Préface</b></p> <p><b>Le présent document d’application de la réglementation énonce les attentes et l’orientation de la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) à l’égard des programmes de gestion des accidents graves. Une fois publié, le présent document modifiera ou remplacera le document G-306, Programme de gestion des accidents graves touchant les réacteurs nucléaires. Le présent document a été révisé pour tenir compte d’un besoin de clarification ou d’ajout de critères inspirés des leçons tirées de l’accident nucléaire de Fukushima survenu en mars 2011. Les modifications ont été apportées pour donner suite aux conclusions d’INFO-0824, Rapport du Groupe de travail de la CCSN sur Fukushima, qui s’appliquent au document G-306.</b></p> <p>-----</p> <p>Le présent document peut faire partie du fondement d’autorisation des installations nucléaires et des activités réglementées, y compris sous forme de renvoi dans un permis, directement ou indirectement (par l’intermédiaire des documents de référence du titulaire de permis).</p> <p>Le fondement d’autorisation pour une installation ou une activité réglementée est un ensemble d’exigences et de documents qui comprend :</p>	<p>Présenter l’historique administratif du document modifié, le fondement juridique et une explication du libellé obligatoire des documents d’orientation et d’application de la réglementation. La justification de la modification relativement au <i>Rapport du Groupe de travail de la CCSN sur Fukushima</i> est également présentée.</p>

G-306 N° de section	Texte actuel	Changements proposés	Justification
		<p>i) les exigences réglementaires stipulées dans les lois et règlements applicables;</p> <p>ii) les conditions et les mesures de sûreté et de contrôle décrites dans le permis pour l'installation ou l'activité et les documents cités en référence directement dans ce permis;</p> <p>iii) les mesures de sûreté et de contrôle décrites dans la demande de permis et les documents soumis à l'appui de cette demande.</p> <p>Aux fins du présent document, « doit » est employé pour exprimer une exigence, c'est-à-dire une disposition qu'un titulaire ou demandeur de permis est tenu de respecter pour se conformer aux exigences du présent document d'application de la réglementation. « Devrait » dénote une orientation ou une mesure conseillée. « Pourrait » exprime une option ou un élément acceptable dans les limites du présent document d'application de la réglementation. « Peut » exprime une possibilité ou une capacité.</p> <p>Aucun élément dans ce document ne doit être interprété par le titulaire de permis comme une autorisation de déroger aux exigences pertinentes. Il appartient au titulaire de permis d'identifier tous les règlements et conditions de permis applicables et de s'y conformer</p>	
6.1	<p><b>Évaluation des risques</b></p> <p>Les résultats de l'évaluation probabiliste des risques aideront le titulaire de permis à :</p> <p>1. Vérifier que le programme GAG serait</p>	<p><b>Évaluation des risques</b></p> <p>Les résultats de l'évaluation probabiliste des risques devraient aider le titulaire de permis à :</p> <p>1. Vérifier que le programme GAG serait efficace</p>	<p>Modifie le texte pour donner suite aux aspects suivants des recommandations du GTF :</p> <p>S'assurer que le programme GAG est</p>

G-306 N° de section	Texte actuel	Changements proposés	Justification
	efficace face aux scénarios d'accidents graves les plus probables, y compris les agressions externes d'origine naturelle et celles dues aux activités humaines;	face à <b>des</b> séquences d'accidents graves <b>représentatifs, y compris des événements dans des centrales à tranches multiples, des événements déclenchés par des</b> agressions externes d'origine naturelle et celles dues aux activités humaines, <b>et des pannes d'électricité totales prolongées à la centrale;</b>	efficace face à des accidents dans une centrale à tranches multiples et des accidents déclenchés par des agressions externes.  Tient compte des événements touchant plusieurs réacteurs sur le site, des événements à la piscine de stockage du combustible usé ainsi que des événements déclenchés par des agressions externes graves. Les évaluations détaillées de l'orientation et des capacités de conception relatives à la gestion des accidents graves incluent les accidents hors dimensionnement, et les accidents graves constituent une priorité élevée.  Démontrer que les plans d'urgence révisés à l'égard des événements dans les centrales à tranches multiples et des agressions externes graves, des compléments minimaux et des organisations d'intervention d'urgence sont adaptés et efficaces. Il est actuellement démontré que les organisations d'intervention d'urgence sont capables de répondre à des événements hors dimensionnement dans les centrales à tranche unique.
7.2	<b>Évaluation des systèmes et de l'équipement</b>  <b>Si</b> l'on attend des systèmes et équipements qu'ils fonctionnent d'une certaine façon ou dans des conditions qui n'ont pas été prévues au moment de leur conception, <b>alors</b> le titulaire de permis doit procéder à	<b>Évaluation des systèmes et de l'équipement</b>  <b>Les capacités prévues dans la conception de la centrale pour la gestion des accidents graves, comme la ventilation dans l'enceinte de confinement, mitigation de l'hydrogène et les provisions du liquide de refroidissement</b>	Modifie le texte pour aborder les aspects suivants des recommandations du GTF :  Définir et évaluer l'efficacité et la survivabilité de l'équipement nécessaire pour atténuer les problèmes d'intégrité du confinement et minimiser les conséquences

G-306 N° de section	Texte actuel	Changements proposés	Justification
	<p>une évaluation de leur disponibilité potentielle, de leur efficacité et de leurs limites d'utilisation à l'appui du programme GAG. Des améliorations à la conception des systèmes existants peuvent être justifiées si l'évaluation révèle que les conséquences potentielles d'accidents graves plausibles sont telles que les systèmes existants ne peuvent produire les résultats voulus en matière de prévention et d'atténuation.</p>	<p><b>d'appoint, devraient être identifiées.</b></p> <p><b>Pour tous les</b> systèmes et équipements <b>desquels on attend</b> qu'ils fonctionnent d'une certaine façon ou dans des conditions qui n'ont pas été prévues au moment de leur conception, le titulaire de permis devrait procéder à une évaluation de leur disponibilité potentielle, de leur efficacité et de leurs limites d'utilisation à l'appui du programme GAG. Des améliorations à la conception des systèmes existants pourraient être justifiées si l'évaluation révèle que les conséquences potentielles d'accidents graves plausibles sont telles que les systèmes existants ne pourraient produire les résultats voulus en matière de prévention et d'atténuation.</p> <p><b>Les caractéristiques essentielles de surveillance de la centrale et l'instrumentation pour le diagnostic de l'état de la centrale devraient être identifiées et vérifiées afin d'établir leur capacité à fonctionner de manière fiable et à produire des données éloquentes en conditions d'accident grave.</b></p>	<p>d'un accident grave.</p> <p>Couvrir l'installation de recombineurs autocatalytiques passifs.</p> <p>Démontrer que l'instrumentation clé est pleinement qualifiée pour les accidents de dimensionnement, et qu'elle peut survivre aux conditions des accidents hors dimensionnement comme aux accidents de dimensionnement.</p> <p>Démontrer que l'équipement minimal de catégories 1 et 2 nécessaire pour atténuer les accidents hors dimensionnement en cas de perte complète de l'alimentation CA a été désigné systématiquement.</p> <p>Assurer que les capacités de conception des centrales pour la gestion des accidents graves, comme la ventilation de l'enceinte de confinement, le contrôle de l'hydrogène, les mesures d'appoint pour le caloporteur, l'instrumentation et les aires de contrôle, sont évaluées et répertoriées. De telles capacités de conception permettraient de minimiser les conséquences si un accident grave se produisait.</p> <p>Démontre que les exigences de conception des systèmes crédités dans la gestion des accidents hors dimensionnement sont adéquates, en particulier lors des accidents graves en conditions difficiles (p. ex. durée de vie des batteries, disponibilité des instruments portatifs, branchements aux pompes portatives pour les sources froides,</p>

G-306 N° de section	Texte actuel	Changements proposés	Justification
			<p>capacité à réenergiser l'alimentation de l'instrumentation).</p> <p>Démontre la conformité aux exigences des caractéristiques de conception complémentaires qui pourraient servir à préserver le confinement, dont la ventilation filtrée du confinement.</p>
7.3	<p><b>Évaluation des ressources matérielles</b></p> <p>Le titulaire de permis procède à une évaluation de la disponibilité du réfrigérant, de l'énergie et autres ressources matérielles pouvant être nécessaires pour mener à bien le programme GAG.</p>	<p><b>Évaluation des ressources matérielles</b></p> <p>Le titulaire de permis devrait procéder à une évaluation de la disponibilité du réfrigérant, de l'énergie et autres ressources matérielles pouvant être nécessaires pour réaliser de façon efficace les actions du le programme GAG.</p> <p><b>Relativement à l'approvisionnement en ressources externes (équipement, alimentation électrique, eau et personnel), le titulaire de permis devrait évaluer le caractère adéquat des arrangements pris avec d'autres organisations, afin d'assurer la disponibilité de ces ressources lors d'accidents et leur accessibilité en temps opportun, compte tenu de possibles difficultés découlant d'événements externes ou d'événements de cause commune. Ces arrangements devraient être officialisés et documentés.</b></p>	<p>Modifie le texte pour aborder les aspects suivants des recommandations du GTF :</p> <p>Démontrer le caractère adéquat des arrangements pour l'obtention de ressources externes (équipement, alimentation, eau et personnel) en ce qui concerne les délais, l'accès et la disponibilité.</p> <p>Démontrer que les organisations d'intervention d'urgence des titulaires de permis ont accès à un entrepôt régional qui met à leur disposition de l'équipement et des ressources hors site en cas d'accident grave. La disponibilité de l'équipement d'urgence pourrait permettre de mettre fin à un accident grave assez rapidement pour éviter les rejets radioactifs dans l'environnement.</p> <p>Démontrer que les arrangements et ententes concernant le soutien externe sont officialisés et documentés dans les plans et procédures d'urgence applicables.</p>

G-306 N° de section	Texte actuel	Changements proposés	Justification
9.2	<p><b>Formation du personnel</b></p> <p>Le titulaire de permis fournit au personnel d'exploitation et aux groupes d'intervention d'urgence une formation appropriée à leurs rôles respectifs dans la gestion des accidents, qui leur permettra :</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. De comprendre leurs rôles et leurs responsabilités inhérents au programme GAG;</li> <li>2. De se renseigner sur les phénomènes et processus entourant les accidents graves;</li> <li>3. De se familiariser avec les activités à exécuter;</li> <li>4. D'améliorer leur capacité d'agir malgré le stress;</li> <li>5. De vérifier l'efficacité des procédures et des lignes directrices du programme GAG et de les clarifier au besoin.</li> </ol> <p>Les programmes de formation devront traiter du rôle de chacun des groupes et inclure des exercices permettant d'évaluer les interactions entre les divers groupes participant à la gestion des accidents graves.</p> <p>Dans la mesure du possible, le titulaire de permis devrait utiliser une formation sur simulateur, car elle procure un environnement réaliste et interactif et constitue un moyen efficace d'améliorer les réactions humaines en situation complexe.</p>	<p><b>Formation du personnel</b></p> <p>Le titulaire de permis devrait fournir au personnel d'exploitation et aux groupes d'intervention d'urgence une formation appropriée à leurs rôles respectifs dans la gestion des accidents, qui leur permettra :</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. de comprendre leurs rôles et leurs responsabilités inhérents au programme GAG;</li> <li>2. de se renseigner sur les phénomènes et processus entourant les accidents graves;</li> <li>3. de se familiariser avec les activités à exécuter;</li> <li>4. d'améliorer leur capacité d'agir malgré le stress;</li> <li>5. de vérifier l'efficacité des procédures et des lignes directrices du programme GAG et de les clarifier au besoin.</li> </ol> <p>Les programmes de formation devront traiter du rôle de chacun des groupes et inclure des exercices permettant d'évaluer les interactions entre les divers groupes participant à la gestion des accidents graves.</p> <p><b>Le titulaire de permis devrait élaborer un ensemble d'exercices portant sur des événements qui touchent plusieurs unités des centrales à tranches multiple et des événements déclenchés par des événements externes.</b></p> <p>Dans la mesure du possible, le titulaire de permis devrait utiliser une formation sur simulateur, car elle procure un environnement réaliste et interactif et constitue un moyen efficace d'améliorer les réactions humaines en situation complexe.</p>	<p>Modifie le texte pour aborder les aspects suivants des recommandations du GTF :</p> <p>Assurer que le programme GAG est efficace en cas d'accident dans une centrale à tranches multiples et d'accident déclenché par un événement externe.</p> <p>Tient compte des événements touchant plusieurs réacteurs sur le site, des événements à la piscine de stockage du combustible usé ainsi que des événements déclenchés par des agressions externes graves. Les évaluations détaillées de l'orientation et des capacités de conception relatives à la gestion des accidents graves incluent les accidents hors dimensionnement, et les accidents graves constituent une priorité élevée.</p> <p>Assurer que les capacités de conception des centrales pour la gestion des accidents graves, comme la ventilation de l'enceinte de confinement, le contrôle de l'hydrogène, les mesures d'appoint pour le caloporteur, l'instrumentation et les aires de contrôle, sont évaluées et répertoriées. De telles capacités de conception permettraient de minimiser les conséquences si un accident grave se produisait.</p> <p>Assure que les exigences de conception des systèmes crédités dans la gestion des accidents hors dimensionnement sont adéquates, en particulier lors des accidents graves en conditions difficiles (p. ex. durée de vie des batteries, disponibilité des</p>

G-306 N° de section	Texte actuel	Changements proposés	Justification
			<p>instruments portatifs, branchements aux pompes portatives pour les sources froides, capacité à réenergiser l'alimentation de l'instrumentation).</p> <p>Démontrer que les plans d'urgence révisés à l'égard des accidents dans les centrales à tranches multiples et des agressions externes graves, des compléments minimaux et des organisations d'intervention d'urgence sont adaptés et efficaces. Il est actuellement démontré que les organisations d'intervention d'urgence sont capables de répondre à des événements hors dimensionnement dans les centrales à tranche unique.</p> <p>Démontrer que la performance de l'organisation d'intervention d'urgence dans des conditions d'accident grave ou d'accident dans une centrale à tranches multiples n'a pas été remise en question par la conception et l'exécution d'exercices fondés sur de telles conditions.</p>
10.0	<p><b>Validation et revue</b></p> <p>Le titulaire de permis doit valider le programme GAG, une fois créé, pour en confirmer l'efficacité, l'applicabilité, la justesse technique et la portée. Cette validation comprend la modélisation des scénarios d'accident choisis, avec et sans examen des mesures de gestion des accidents, et avec des exercices.</p> <p>Le titulaire de permis revoit périodiquement</p>	<p><b>Validation et revue</b></p> <p>Le titulaire de permis devrait valider le programme GAG, une fois créé, pour en confirmer l'efficacité, l'applicabilité, la justesse technique et la portée. Cette validation devrait comprendre la modélisation des scénarios d'accident choisis, avec et sans considération des mesures de gestion des accidents, <b>y compris</b> des entraînements et avec des exercices.</p> <p><b>Une évaluation de validation devrait être réalisée afin de confirmer que les actions que doit</b></p>	<p>Modifie le texte pour aborder les aspects suivants des recommandations du GTF :</p> <p>Assurer que le programme GAG est efficace pour les accidents dans les centrales à tranches multiples et les accidents déclenchés par une agression externe.</p> <p>Tient compte des événements touchant plusieurs réacteurs sur le site, d'événements à la piscine de stockage du combustible usé ainsi que d'événements déclenchés par des</p>

G-306 N° de section	Texte actuel	Changements proposés	Justification
	<p>le programme GAG, ses dispositions, ses lignes directrices et ses procédures afin de refléter l'évolution de la conception de la centrale, des modes d'exploitation ou des responsabilités organisationnelles. Cette revue permet aussi d'incorporer toute l'information nouvelle tirée des exercices, des programmes de formation, des analyses de sûreté, de la recherche expérimentale et d'autres sources.</p>	<p><b>exécuter l'opérateur sont réalisables, en tenant compte de variables telles que la facilité d'accès, les champs de rayonnement possibles, la présence de débris, les incendies ou les inondations, et de l'effectif présent.</b></p> <p>Le titulaire de permis devrait réviser périodiquement le programme GAG, ses dispositions, ses lignes directrices et ses procédures, afin de refléter l'évolution de la conception de la centrale, des modes d'exploitation ou des responsabilités organisationnelles.</p> <p>Ces revues devraient considérer aussi d'incorporer toute l'information nouvelle tirée des entraînements, des programmes de formation, des analyses de sûreté, de la recherche expérimentale et d'autres sources.</p>	<p>agressions externes graves. Les évaluations détaillées de l'orientation et des capacités de conception relatives à la gestion des accidents graves incluent les accidents hors dimensionnement, et les accidents graves constituent une priorité élevée.</p> <p>Démontrer que les plans d'urgence révisés à l'égard des accidents dans les centrales à tranches multiples et des agressions externes graves, des compléments minimaux et des organisations d'intervention d'urgence sont adaptés et efficaces. Il est actuellement démontré que les organisations d'intervention d'urgence sont capables de répondre à des événements hors dimensionnement dans les centrales à tranche unique.</p> <p>Démontrer que la performance de l'organisation d'intervention d'urgence dans des conditions d'accident grave et/ou d'accident dans une centrale à tranches multiples n'a pas été remise en question par la conception et l'exécution d'exercices fondés sur de telles conditions.</p>
Glossaire	<b>Glossaire</b>	<b>Glossaire</b>  <b>Alimentation de remplacement en CA</b>  <b>Source d'alimentation en CA qui est disponible à une centrale ou à proximité de celle-ci et qui est caractérisée par les éléments suivants :</b>	Des définitions nouvelles ou modifiées ont été fournies.

G-306 N° de section	Texte actuel	Changements proposés	Justification
		<p><b>1. est raccordable sans être habituellement raccordée aux systèmes d'alimentation auxiliaire et d'urgence en CA sur le site ou hors site;</b></p> <p><b>2. présente un potentiel minimal de défaillance d'origine commune avec une alimentation hors site pour les sources d'alimentation auxiliaire et d'urgence en CA sur le site;</b></p> <p><b>3. est disponible en temps opportun après le début d'une panne d'électricité totale à la centrale;</b></p> <p><b>4. présente une capacité et une fiabilité suffisantes en vue d'exploiter tous les systèmes nécessaires pour faire face à une panne d'électricité totale de la centrale, et pour la durée requise afin de mettre la centrale en état d'arrêt sûr et de la maintenir dans cet état.</b></p> <p><b>Panne d'électricité totale d'une centrale</b></p> <p><b>Perte complète d'alimentation en courant alternatif (CA) des sources hors site, de la génératrice principale sur le site et des sources d'alimentation de secours et d'urgence. Ne comprends pas la défaillance des sources d'alimentation sans coupure en CA et des sources d'alimentation en courant continu, non plus que la défaillance de l'alimentation de remplacement en CA.</b></p> <p><b>Note : Voir aussi la définition de l'alimentation de remplacement en CA ci-dessous.</b></p>	

## **Partie D : RD-308, Analyse déterministe de sûreté pour les installations dotées de petits réacteurs**

**Nota :** *Le Rapport du Groupe de travail de la CCSN sur Fukushima* n'abordait pas directement le document d'application de la réglementation RD-308, mais la portée des travaux pour ce document est identique à celle du document d'application de la réglementation RD-310.

Le document d'application de la réglementation RD-308 énonce les exigences concernant l'élaboration, l'exécution et la tenue à jour d'une analyse de sûreté pour les installations dotées de petits réacteurs. Il fournit les exigences pour les analyses déterministe et met l'accent sur les accidents de dimensionnement.

Les critères mis à jour du document RD-308 comprennent ce qui suit :

- les analyses qui incluent des accidents et des événements dans des centrales à tranches multiples
- l'évaluation de possibles « effets de falaise »<sup>1</sup> et des marges connexes
- les analyses visant spécifiquement à établir les capacités en eau d'appoint ou en électricité de réserve en cas de multiples défaillances du système

Les nouvelles exigences assurent que ces types d'accidents et d'événements sont inclus dans l'analyse et ne sont pas écartés en raison de leur fréquence jugée trop faible pour être pris en compte. Elles comprennent maintenant également la détermination des « effets de falaise » et des marges, en plus de faire la démonstration que les objectifs de sûreté sont atteints.

Des exigences et de l'orientation ont été ajoutées afin de fournir des critères supplémentaires pour les accidents de dimensionnement et les accidents hors dimensionnement.

---

<sup>1</sup> Un effet de précipitation désigne un important changement de conséquences en raison d'un petit changement de conditions. (Voir la nouvelle définition mise à jour plus bas.)

**Tableau D. RD-308 — Modifications proposées et justification**

RD-308 N° de section	Texte actuel	Changements proposés	Justification
Préface	<p><b>Préface</b></p> <p>Ce document d'application de la réglementation établit les exigences de la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) relatives à l'analyse déterministe de sûreté pour les installations dotées de petits réacteurs. La conformité à ces exigences doit être démontrée à la CCSN tel que prescrit par le <i>Règlement général sur la sûreté et la réglementation nucléaires</i> et le <i>Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I</i>.</p> <p>RD-308, Analyse déterministe de sûreté pour les installations dotées de petits réacteurs précise les critères réglementaires applicables à la préparation et à la présentation d'une analyse déterministe de sûreté pour une installation dotée d'un petit réacteur. Une installation dotée d'un petit réacteur s'entend d'une installation équipée d'un réacteur d'une puissance inférieure à environ 200 mégawatts thermiques (MWt) utilisé à des fins de recherche, de production d'isotopes, de vapeur ou d'électricité, ou pour d'autres applications.</p> <p>Le présent document propose une méthode moderne de classification des</p>	<p><b>Préface</b></p> <p>Ce document d'application de la réglementation établit les exigences de la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) relatives à l'analyse déterministe de sûreté. La conformité à ces exigences doit être démontrée à la CCSN tel que prescrit par le <i>Règlement général sur la sûreté et la réglementation nucléaires</i> et le <i>Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I</i>.</p> <p><b>Une fois publié, le présent document modifiera ou remplacera le document d'application de la réglementation RD-308. Le présent document a été révisé pour tenir compte d'un besoin de clarification ou d'ajout de critères inspirés des leçons tirées de l'accident nucléaire de Fukushima survenu en mars 2011. Les modifications ont été apportées pour donner suite aux conclusions d'INFO-0824, Rapport du Groupe de travail de la CCSN sur Fukushima, qui s'appliquent au document RD-308.</b></p> <p>RD-308, <i>Analyse déterministe de sûreté pour les installations dotées de petits réacteurs</i>, précise les critères réglementaires applicables à la préparation et à la présentation d'une analyse déterministe de sûreté pour une installation dotée d'un petit réacteur. Une installation dotée d'un petit réacteur s'entend d'une installation équipée d'un réacteur d'une puissance inférieure à environ 200 mégawatts thermiques (MWt) utilisé à des fins de recherche, de production d'isotopes, de vapeur ou d'électricité, ou pour d'autres</p>	<p>Présenter l'historique administratif du document modifié, le fondement juridique et une explication du libellé obligatoire des documents d'orientation et d'application de la réglementation. La justification de la modification relativement au <i>Rapport du Groupe de travail de la CCSN sur Fukushima</i> est également présentée.</p>

RD-308 N° de section	Texte actuel	Changements proposés	Justification
	<p>accidents qui tient compte de tout l'éventail des incidents possibles, notamment ceux qui ont les conséquences les plus graves pour la population.</p> <p>Ce document permet d'appliquer une méthode graduée en vue de déterminer la portée et l'étendue de l'analyse déterministe de sûreté.</p> <p>La CCSN attend des demandeurs de permis pour de nouvelles installations dotées de petits réacteurs qu'ils appliquent les exigences énoncées dans le présent document. Pour ce qui est des installations dotées de petits réacteurs déjà titulaires d'un permis, la CCSN attend des titulaires de permis qu'ils appliquent progressivement les exigences énoncées dans le présent document afin d'y satisfaire dans toute la mesure du possible.</p> <p>Aucun élément dans ce document ne doit être interprété par le titulaire de permis comme une autorisation de déroger aux exigences pertinentes. Il appartient au titulaire de permis d'identifier tous les règlements et conditions de permis applicables et de s'y conformer.</p>	<p>applications.</p> <p>Le présent document établit une approche moderne, fondée sur le risque, pour la classification des accidents. Cette approche tient compte de toute la gamme des événements possibles, y compris ceux susceptibles d'entraîner les plus grandes conséquences pour le public. Ce document permet d'appliquer une méthode graduée en vue de déterminer la portée et l'étendue de l'analyse déterministe de sûreté.</p> <p>La CCSN attend des demandeurs de permis pour de nouvelles installations dotées de petits réacteurs qu'ils appliquent les exigences énoncées dans le présent document. Pour ce qui est des installations dotées de petits réacteurs déjà titulaires d'un permis, la CCSN attend des titulaires de permis qu'ils appliquent progressivement les exigences énoncées dans le présent document afin d'y satisfaire dans toute la mesure du possible.</p> <p>-----</p> <p>Le présent document peut faire partie du fondement d'autorisation des installations nucléaires et des activités réglementées, y compris sous forme de renvoi dans un permis, directement ou indirectement (par l'intermédiaire des documents de référence du titulaire de permis).</p> <p>Le fondement d'autorisation établit les conditions limites du rendement acceptable pour une installation ou une activité réglementée et jette ainsi les bases du programme de conformité de la CCSN à l'égard de cette installation ou activité réglementée.</p> <p>Le fondement d'autorisation pour une installation ou une activité réglementée est un ensemble d'exigences</p>	

RD-308 N° de section	Texte actuel	Changements proposés	Justification
		<p>et de documents qui comprend :</p> <p>i) les exigences réglementaires stipulées dans les lois et règlements applicables;</p> <p>ii) les conditions et les mesures de sûreté et de contrôle décrites dans le permis pour l'installation ou l'activité et les documents cités en référence directement dans ce permis;</p> <p>iii) les mesures de sûreté et de contrôle décrites dans la demande de permis et les documents soumis à l'appui de cette demande.</p> <p>Aux fins du présent document, « doit » est employé pour exprimer une exigence, c'est-à-dire une disposition qu'un titulaire ou demandeur de permis est tenu de respecter pour se conformer aux exigences du présent document d'application de la réglementation. « Devrait » dénote une orientation ou une mesure conseillée. « Pourrait » exprime une option ou un élément acceptable dans les limites du présent document d'application de la réglementation. « Peut » exprime une possibilité ou une capacité.</p> <p>Aucun élément dans ce document ne doit être interprété par le titulaire de permis comme une autorisation de déroger aux exigences pertinentes. Il appartient au titulaire de permis d'identifier tous les règlements et conditions de permis applicables et de s'y conformer.</p>	
4.2.1	<p><b>Identification des événements</b></p> <p>Le titulaire ou le demandeur d'un permis doit utiliser un processus systématique pour identifier les événements initiateurs postulés (y compris les événements de</p>	<p><b>Identification des événements</b></p> <p>Le titulaire ou le demandeur d'un permis doit utiliser un processus systématique pour identifier les événements initiateurs postulés (y compris les événements de criticité), les séquences d'événements</p>	<p>Des modifications ont été apportées dans le but de :</p> <p>1) préciser que tout événement susceptible de mener à des rejets de produits de fission, même s'il survient à</p>

RD-308 N° de section	Texte actuel	Changements proposés	Justification
	<p>criticité), les séquences d'événements et les combinaisons d'événements (ci-après « événements » dans le présent document) pouvant potentiellement compromettre les dispositifs de sûreté de l'installation dotée d'un réacteur. Ce processus doit tenir compte des exigences et directives réglementaires, de l'historique de délivrance des permis antérieurs, de l'expérience opérationnelle, du jugement des ingénieurs, des résultats des évaluations de sûreté déterministes et des études probabilistes de sûreté (EPS), ainsi que de l'examen systématique de la conception.</p> <p>La détermination des événements doit tenir compte :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• de toutes les configurations de fonctionnement comme par exemple, le démarrage, le régime de production normale, l'arrêt, la maintenance, les essais ou la surveillance et le rechargement du combustible</li> <li>• des configurations et des utilisations de l'installation dotée d'un réacteur</li> <li>• des interactions entre le réacteur et tout dispositif expérimental, y compris : <ul style="list-style-type: none"> <li>a. les procédures administratives</li> <li>b. les contrôles</li> <li>c. l'équipement supplémentaire</li> </ul> </li> </ul>	<p>et les combinaisons d'événements (ci-après « événements » dans le présent document) pouvant potentiellement compromettre les dispositifs de sûreté de l'installation dotée d'un réacteur. <b>Le titulaire de permis doit également identifier les événements susceptibles d'entraîner des rejets de produits de fission, y compris des rejets en lien avec la piscine de stockage du combustible et les installations de manutention du combustible.</b> Ce processus doit tenir compte des exigences et directives réglementaires, de l'historique de délivrance des permis antérieurs, de l'expérience opérationnelle, du jugement des ingénieurs, des résultats des évaluations de sûreté déterministes et des études probabilistes de sûreté (EPS), ainsi que de l'examen systématique de la conception.</p> <p>La détermination des événements doit tenir compte :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• de toutes les configurations de fonctionnement comme par exemple, le démarrage, le régime de production normale, l'arrêt, la maintenance, les essais ou la surveillance et le rechargement du combustible;</li> <li>• des configurations et des utilisations de l'installation dotée d'un réacteur;</li> <li>• des interactions entre le réacteur et tout dispositif expérimental, y compris : <ul style="list-style-type: none"> <li>a. les procédures administratives</li> <li>b. les contrôles</li> <li>c. l'équipement supplémentaire relatif aux dispositifs expérimentaux</li> </ul> </li> </ul>	<p>l'extérieur du réacteur, devrait être identifié pour être pris en compte dans l'analyse de sûreté;</p> <p>2) étendre la portée de l'analyse pour prendre en compte des événements susceptibles de toucher de multiples tranches ou les installations connexes d'un site.</p>

RD-308 N° de section	Texte actuel	Changements proposés	Justification
	<p>relatif aux dispositifs expérimentaux</p> <p>...</p>	<p><b>Les événements de cause commune affectant plusieurs tranches de réacteurs sur un site, ou un seul réacteur tranche et les installations connexes à proximité, doivent être pris en compte.</b></p>	
4.2.2	<p><b>Portée des événements analysés</b></p> <p>La liste des événements à élaborer pour l'analyse déterministe de sûreté doit comprendre :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• les défaillances ou dysfonctionnements des SSC</li> <li>• les erreurs commises par les opérateurs</li> <li>• les défaillances de cause commune déclenchées par des événements internes ou externes</li> </ul>	<p><b>Portée des événements analysés</b></p> <p>La liste des événements à élaborer pour l'analyse déterministe de sûreté doit comprendre :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• les défaillances ou dysfonctionnements des SSC</li> <li>• les erreurs commises par les opérateurs</li> <li>• les défaillances de cause commune déclenchées par des événements internes ou externes, <b>y compris celles qui affectent plusieurs tranches de réacteurs d'un site.</b></li> </ul>	<p>Assure que l'identification des événements de cause commune prend en compte des événements susceptibles d'affecter plusieurs tranches d'un site.</p>
4.3  4.3.3	<p><b>Critères d'acceptation</b></p> <p><b>4.3.3 Accidents hors dimensionnement</b></p> <p>L'analyse de sûreté des AHD doit démontrer que :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• l'installation dotée d'un réacteur est apte, telle que conçue, à satisfaire aux objectifs de sûreté établis dans le document RD-367</li> <li>• le programme de gestion des accidents est apte à atténuer les AHD dans la mesure du possible</li> </ul>	<p><b>Critères d'acceptation</b></p> <p><b>4.3.3 Accidents hors dimensionnement (AHD)</b></p> <p>L'analyse de sûreté des AHD doit démontrer que :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• l'installation dotée d'un réacteur est apte, telle que conçue, à satisfaire aux objectifs de sûreté établis dans le document RD-367</li> <li>• le programme de gestion des accidents est apte à atténuer les AHD dans la mesure du possible, <b>en tenant compte de la disponibilité à long terme de l'eau de refroidissement, du matériel et des sources d'alimentation électrique</b></li> </ul>	<p>Assure la prise en considération de l'approvisionnement à long terme en électricité et en eau d'appoint dans la démonstration du respect des critères d'acceptation de l'analyse de sûreté.</p>

RD-308 N° de section	Texte actuel	Changements proposés	Justification
4.4.1	<p><b>Méthode de l'analyse déterministe de sûreté</b></p> <p>La méthodologie de l'analyse déterministe de sûreté doit comprendre :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• l'exécution des calculs, y compris pour les analyses de sensibilité, afin de prédire le transitoire de l'événement, depuis l'état stable initial jusqu'à l'état final prédéfini</li> </ul>	<p><b>Méthode de l'analyse déterministe de sûreté</b></p> <p>La méthodologie de l'analyse déterministe de sûreté doit comprendre :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• l'exécution des calculs, y compris <b>l'exécution de l'analyse de sensibilité et l'identification au besoin des marges associées aux contre les effets de falaise</b></li> <li>• <b>l'analyse de l'événement, qui devrait s'effectuer</b> depuis l'état stable initial jusqu'à l'état <b>stable à long terme</b> prédéfini</li> </ul>	<p>Assure 1) que l'analyse d'un événement se poursuit jusqu'à l'état dépressurisé à froid, et 2) que les marges pour les effets de précipitation sont établies.</p>
4.4.2	<p><b>Hypothèses de l'analyse déterministe de sûreté</b></p> <p>L'analyse déterministe de sûreté des IFP et des AD (une analyse prudente pour une défense en profondeur de niveau 3) doit :</p> <p>...</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• tenir compte de la possibilité que l'équipement soit mis hors service pour maintenance</li> </ul>	<p><b>Hypothèses de l'analyse déterministe de sûreté</b></p> <p>L'analyse déterministe de sûreté des IFP et des AD (une analyse prudente pour une défense en profondeur de niveau 3) doit :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• intégrer les incertitudes relatives aux entrées clés des paramètres de modélisation, les incertitudes relatives aux entrées clés des mesures des paramètres de l'installation, et les incertitudes des mesures pour le déclenchement des systèmes d'atténuation; les incertitudes doivent être estimées de façon appropriée, conformément aux meilleures pratiques nationales et internationales</li> <li>• appliquer le critère de défaillance unique à tous les groupes de sûreté et faire en sorte que les groupes de sûreté sont qualifiées aux normes environnementales</li> <li>• utiliser le rendement minimal admissible (tel qu'établi dans les LCO) pour les groupes de sûreté</li> <li>• tenir compte des risques des défaillances indirectes qu'un événement initiateur peut</li> </ul>	<p>Souligne que l'analyse de sûreté devrait prendre en compte l'indisponibilité éventuelle de l'équipement qui pourrait être nécessaire pour maintenir le réacteur dans un état de refroidissement stable à long terme à la suite d'un accident.</p>

RD-308 N° de section	Texte actuel	Changements proposés	Justification
		<p>provoquer</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• créditer les actions des systèmes de procédée et de contrôle seulement lorsque les systèmes sont passifs et sont qualifiés pour les conditions environnementales de l'accident</li> <li>• créditer les systèmes de procédée seulement s'ils fonctionnent déjà et ne sont pas perturbés par l'événement</li> <li>• inclure les actions des systèmes de procédée et de contrôle lorsque leurs actions peuvent avoir un effet préjudiciable sur les conséquences de l'accident analysé</li> <li>• tenir compte des effets du vieillissement sur les SSC</li> <li>• tenir compte de la possibilité que de l'équipement soit mis hors service pour maintenance</li> <li>• <b>tenir compte de la possibilité que de l'équipement devienne inopérable au cours d'une période prolongée lorsque celle-ci est nécessaire pour maintenir le réacteur dans un état stable à long terme à la suite d'un accident</b></li> <li>• créditer les actions des opérateurs seulement : <ul style="list-style-type: none"> <li>a. lorsqu'il y a des indications claires et non ambiguës de la nécessité de prendre de telles actions</li> <li>b. lorsqu'existent des procédures adéquates et une formation suffisante des opérateurs pour de telles actions</li> <li>c. lorsqu'il y a suffisamment de temps pour</li> </ul> </li> </ul>	

RD-308 N° de section	Texte actuel	Changements proposés	Justification
		<p>accomplir les actions créditées</p> <p>d. lorsque les conditions environnementales n'interdisent pas de telles actions</p>	
Glossaire	<b>Glossaire</b>	<p><b>Glossaire</b></p> <p><b>Effet de falaise</b></p> <p><b>Augmentation importante de la sévérité des conséquences découlant d'un petit changement de conditions. Note : Un effet de falaise peut être causé par des changements dans les caractéristiques de l'environnement, de l'événement ou de la façon dont une centrale réagit.</b></p>	Des définitions nouvelles ou modifiées ont été fournies.

## **Partie E : RD-310, Analyses de la sûreté pour les centrales nucléaires**

Le document d'application de la réglementation RD-310 énonce les exigences concernant l'élaboration, l'exécution et la tenue à jour d'une analyse de sûreté pour une centrale nucléaire. Publié en 2008, il établit les exigences d'une analyse déterministe et met l'accent sur les accidents de dimensionnement. Un guide complémentaire, le GD-310 a été publié. Voir le site CCSN.

Les critères mis à jour dans le document RD-310 comprennent maintenant ce qui suit :

- les analyses qui incluent des accidents et des événements dans des centrales à tranches multiples
- l'évaluation de possibles effets de précipitation<sup>2</sup> et des marges connexes
- les analyses visant spécifiquement à établir les capacités en eau d'appoint ou en électricité de réserve en cas de multiples défaillances du système

Les nouvelles exigences assurent que ces types d'accidents et d'événements sont inclus dans l'analyse et ne sont pas écartés en raison de leur fréquence jugée trop faible pour être pris en compte. Elles comprennent maintenant également la détermination des « effets de falaise » et des marges, en plus de faire la démonstration que les objectifs de sûreté sont atteints.

Des exigences et de l'orientation ont été ajoutées afin de fournir des critères supplémentaires pour les accidents de dimensionnement et les accidents hors dimensionnement.

---

<sup>2</sup> Un effet de précipitation désigne un important changement de conséquences en raison d'un petit changement de conditions. (Voir la nouvelle définition mise à jour plus bas.)

**Tableau E. RD-310 — Modifications proposées et justification**

RD-310 N° de section	Texte actuel	Changements proposés	Justification
Préface	<p><b>Préface</b></p> <p>Le présent document d’application de la réglementation a été élaboré en vertu des dispositions stipulées par le <i>Règlement général sur la sûreté et la réglementation nucléaires</i> et le <i>Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I</i> afin de définir un ensemble d’exigences relatives aux rapports d’analyse de la sûreté d’une centrale nucléaire qui doivent accompagner les diverses demandes de permis visant de telles centrales présentées à la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN).</p> <p>Ce document précise les principales exigences réglementaires qu’un demandeur de permis visant une centrale nucléaire doit satisfaire quant à la préparation et à la présentation de l’analyse de la sûreté de la centrale en question. Les exigences de la CCSN en matière d’analyse de sûreté reposent sur des normes pertinentes rigoureuses et elles 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 de classement des accidents qui tient compte de tout l’éventail des accidents possibles, notamment de ceux qui ont les conséquences les plus graves</p>	<p><b>Préface</b></p> <p>Le présent document d’application de la réglementation a été élaboré en vertu des dispositions stipulées par le <i>Règlement général sur la sûreté et la réglementation nucléaires</i> et le <i>Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I</i> afin de définir un ensemble d’exigences relatives aux rapports d’analyse de la sûreté d’une installation nucléaire qui doivent accompagner les diverses demandes de permis visant de telles installations présentées à la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN).</p> <p>Ce document précise les principales exigences réglementaires qu’un demandeur de permis visant une installation nucléaire doit satisfaire quant à la préparation et à la présentation de l’analyse de la sûreté de l’installation en question. Les exigences de la CCSN en matière d’analyse de sûreté reposent sur des normes pertinentes rigoureuses et elles 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 de classement des accidents qui tient compte de tout l’éventail des accidents possibles, notamment de ceux qui ont les conséquences les plus graves pour la population, et qui est axée sur le risque relatif que les divers accidents présentent.</p> <p>Les exigences formulées dans ce document entrent immédiatement en vigueur pour toute demande de</p>	<p>Présenter l’historique administratif du document modifié, le fondement juridique et une explication du libellé obligatoire des documents d’orientation et d’application de la réglementation. La justification de la modification relativement au <i>Rapport du Groupe de travail de la CCSN sur Fukushima</i> est également présentée.</p>

RD-310 N° de section	Texte actuel	Changements proposés	Justification
	<p>pour la population, et qui est axée sur le risque relatif que les divers accidents présentent.</p> <p>Les exigences formulées dans ce document entrent immédiatement en vigueur pour toute demande de permis visant une nouvelle centrale nucléaire. De plus, la CCSN s'attend à ce que les présents détenteurs de permis d'exploitation d'une centrale nucléaire se conforment progressivement à ces mêmes exigences pour les futurs rapports d'analyse de la sûreté qu'ils devront présenter à la Commission et lors de leurs futures demandes à la Commission relatives au permis visant leur centrale.</p>	<p>permis visant une nouvelle installation nucléaire. Pour les installations nucléaires déjà existantes, la CCSN s'attend que les détenteurs actuels de permis se conforment progressivement aux exigences du RD-310 concernant les programmes pertinents dans leurs demandes futures.</p> <p><b>Une fois publié, le présent document modifiera ou remplacera le document d'application de la réglementation RD-310, <i>Analyses de la sûreté pour les centrales nucléaires</i>. Le présent document a été révisé pour tenir compte d'un besoin de clarification ou d'ajout de critères inspirés des leçons tirées de l'accident nucléaire de Fukushima survenu en mars 2011. Les modifications ont été apportées pour donner suite aux conclusions d'INFO-0824, <i>Rapport du Groupe de travail de la CCSN sur Fukushima, qui s'applique au document RD-310</i>.</b></p> <p>-----</p> <p>Le présent document peut faire partie du fondement d'autorisation des installations nucléaires et des activités réglementées, y compris sous forme de renvoi dans un permis, directement ou indirectement (par l'intermédiaire des documents de référence du titulaire de permis).</p> <p>Le fondement d'autorisation établit les conditions limites du rendement acceptable pour une installation ou une activité réglementée et jette ainsi les bases du programme de conformité de la CCSN à l'égard de cette installation ou activité réglementée.</p> <p>Le fondement d'autorisation pour une installation ou une activité réglementée est un ensemble d'exigences</p>	

RD-310 N° de section	Texte actuel	Changements proposés	Justification
		<p>et de documents qui comprend :</p> <p>i) les exigences réglementaires stipulées dans les lois et règlements applicables;</p> <p>ii) les conditions et les mesures de sûreté et de contrôle décrites dans le permis pour l'installation ou l'activité et les documents cités en référence directement dans ce permis;</p> <p>iii) les mesures de sûreté et de contrôle décrites dans la demande de permis et les documents soumis à l'appui de cette demande.</p> <p>Aux fins du présent document, « doit » est employé pour exprimer une exigence, c'est-à-dire une disposition qu'un titulaire ou demandeur de permis est tenu de respecter pour se conformer aux exigences du présent document d'application de la réglementation. « Devrait » dénote une orientation ou une mesure conseillée. « Pourrait » exprime une option ou un élément acceptable dans les limites du présent document d'application de la réglementation. « Peut » exprime une possibilité ou une capacité.</p> <p>Aucun élément dans ce document ne doit être interprété par le titulaire de permis comme une autorisation de déroger aux exigences pertinentes. Il appartient au titulaire de permis d'identifier tous les règlements et conditions de permis applicables et de s'y conformer</p>	
5.2.1	<p><b>Identification des événements</b></p> <p>Le titulaire de permis doit identifier, à l'aide d'un processus systématique, les événements, les séquences d'événements et les combinaisons d'événements (ci-après</p>	<p><b>Identification des événements</b></p> <p>Le titulaire de permis doit identifier, à l'aide d'un processus systématique, les événements, les séquences d'événements et les combinaisons d'événements (ci-après « événements ») qui pourraient compromettre</p>	<p>Les modifications proposées visent à :</p> <p>1) préciser que tout événement susceptible de mener à des rejets de produits de fission, même s'il survient à l'extérieur du réacteur, devrait être</p>

RD-310 N° de section	Texte actuel	Changements proposés	Justification
	<p>« événements ») qui risquent de compromettre les fonctions de sûreté ou de contrôle de la centrale. Ce processus doit être fondé sur les lignes directrices et les exigences réglementaires, les antécédents en matière de demande de permis, l'expérience d'exploitation, le jugement d'ingénierie, les résultats des évaluations déterministes et probabilistes et tout autre examen systématique de la conception.</p> <p>L'identification des événements doit tenir compte de tous les modes d'exploitation. La liste des événements identifiés doit être examinée par souci d'exhaustivité durant les processus de conception et d'analyse et modifiée par la suite, au besoin.</p> <p>...</p>	<p>les fonctions de sûreté ou de contrôle de l'installation nucléaire. <b>Le titulaire de permis doit également identifier les événements susceptibles d'entraîner des rejets de produits de fission, y compris des rejets en lien avec la piscine de stockage du combustible et les installations de manutention du combustible.</b> Ce processus doit être fondé sur les lignes directrices et les exigences réglementaires, les antécédents en matière de demande de permis, l'expérience d'exploitation, le jugement d'ingénierie, les résultats des évaluations déterministes et probabilistes et tout autre examen systématique de la conception.</p> <p>L'identification des événements doit tenir compte de tous les modes d'exploitation, <b>y compris les modes de fonctionnement à faible puissance et d'arrêt. Les événements de cause commune affectant plusieurs tranches de réacteurs d'un site doivent être prise en compte.</b> La liste des événements identifiés doit être examinée par souci d'exhaustivité durant les processus de conception et d'analyse et modifiée par la suite, au besoin.</p> <p>...</p>	<p>identifié pour être pris en compte dans l'analyse de sûreté;</p> <p>2) étendre la portée de l'analyse pour prendre en compte des événements susceptibles de toucher de multiples tranches ou les installations connexes d'un site.</p>
5.2.2	<p><b>5.2.2 Portée des événements</b></p> <p>La liste des événements identifiés pour l'analyse de sûreté doit comprendre :</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. les défaillances ou anomalies crédibles de composants et de systèmes;</li> <li>2. les erreurs crédibles des opérateurs;</li> <li>3. les événements de cause commune crédibles, initiés de manière interne ou</li> </ol>	<p><b>5.2.2 Portée des événements</b></p> <p>La liste des événements identifiés pour l'analyse de sûreté doit comprendre :</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. les défaillances ou anomalies crédibles de composants et de systèmes;</li> <li>2. les erreurs crédibles des opérateurs;</li> <li>3. les événements de cause commune crédibles, initiés de manière interne ou externe, <b>y compris ceux qui</b></li> </ol>	<p>Assure que l'identification d'événements de cause commune prend en compte des événements susceptibles d'affecter de multiples tranches d'un site.</p>

RD-310 N° de section	Texte actuel	Changements proposés	Justification
	externe.	<b>affectent plusieurs tranches de réacteurs d'un site.</b>	
5.3  5.3.3	<p><b>Critères d'acceptation</b></p> <p><b>5.3.3 Accidents hors dimensionnement</b></p> <p>L'analyse des AHD réalisée dans le cadre d'une évaluation de la sûreté doit permettre de démontrer que :</p> <p>1. la centrale nucléaire, telle que conçue, peut respecter les objectifs de sûreté établis;</p> <p>2. le programme de gestion des accidents et les caractéristiques de la conception, mis en place pour répondre aux besoins en matière de gestion des accidents, sont efficaces.</p>	<p><b>Critères d'acceptation</b></p> <p><b>5.3.3 Accidents hors dimensionnement</b></p> <p>L'analyse des AHD doit être réalisée dans le cadre d'une évaluation de la sûreté pour démontrer que :</p> <p>1. la centrale nucléaire, telle que conçue, peut respecter les objectifs de sûreté établis;</p> <p>2. le programme de gestion des accidents et les caractéristiques de la conception, mis en place pour répondre aux besoins en matière de gestion des accidents, sont efficaces, <b>et tiennent compte de la disponibilité à long terme de l'eau de refroidissement, du matériel et des sources d'alimentation électrique.</b></p>	Assure la prise en considération l'approvisionnement à long terme en électricité et en eau d'appoint dans la démonstration du respect des critères d'acceptation de l'analyse de sûreté.
5.4.2	<p><b>Méthode d'analyse</b></p> <p>La méthode d'analyse doit comprendre les éléments suivants :</p> <p>....</p> <p>6. effectuer des calculs, dont des analyses de sensibilité, afin de prévoir les transitoires, depuis l'état initial en régime permanent jusqu'à l'état final prédéfini;</p>	<p><b>Méthode d'analyse</b></p> <p>La méthode d'analyse doit comprendre les éléments suivants : ...</p> <p>...</p> <p>6. effectuer des calculs, dont des analyses de sensibilité, <b>et identifier au besoin des marges associées aux effets de falaise;</b></p> <p><b>7. analyser un événement</b> depuis l'état initial en régime stationnaire jusqu'à l'état <b>stable à long terme</b> prédéfini;</p> <p>...</p>	Assure 1) que l'analyse d'un événement se poursuit jusqu'à l'état dépressurisé à froid, et 2) que les marges pour les effets de précipitation sont établies. <p>Les modifications proposées sont de haut niveau, conformément au document d'application de la réglementation RD-310 qui énonce seulement des exigences de haut niveau. Une orientation plus précise sur l'analyse à long terme est énoncée dans le document d'accompagnement GD-310, comme suit :</p>

RD-310 N° de section	Texte actuel	Changements proposés	Justification
			<p><b>5.4.2.6 Effectuer des calculs</b></p> <p><i>La durée des transitoires prises en compte dans l'analyse doit être suffisante pour déterminer les conséquences des événements. Par conséquent, les calculs relatifs aux transitoires de la centrale dépassent le point où la centrale nucléaire a été mise à l'arrêt et où le refroidissement stable du cœur du réacteur a été établi par certains moyens (c.-à-d. au point où un état stable de longue durée a été atteint et devrait demeurer comme tel au temps que nécessaire). L'analyse devrait prendre en compte la capacité et les limites d'appoint en eau à long terme et en des alimentations électriques.</i></p>
5.4.4	<p><b>Hypothèses utilisées pour l'analyse</b></p> <p>Les hypothèses faites pour simplifier l'analyse, ainsi que les hypothèses concernant le mode d'exploitation de la centrale, la disponibilité et la performance des systèmes, et les actions des opérateurs, doivent être identifiées et justifiées.</p> <p>L'analyse des IFP et des ADR doit :</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. appliquer le critère de défaillance simple à tous les systèmes de sûreté et leurs systèmes de soutien;</li> <li>2. tenir compte des défaillances subséquentes qui peuvent survenir par suite à l'événement initiateur;</li> </ol>	<p><b>Hypothèses utilisées pour l'analyse</b></p> <p>Les hypothèses faites pour simplifier l'analyse, ainsi que les hypothèses concernant le mode d'exploitation de la centrale, la disponibilité et la performance des systèmes, et les actions des opérateurs, doivent être identifiées et justifiées.</p> <p>L'analyse des IFP et des ADR doit :</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. appliquer le critère de défaillance simple à tous les systèmes de sûreté et leurs systèmes de soutien;</li> <li>2. tenir compte des défaillances indirectes qu'un événement initiateur peut provoquer</li> <li>3. créditer les actions des systèmes seulement lorsque les systèmes sont qualifiés pour des conditions d'accident ou lorsque ces actions pourraient avoir un</li> </ol>	<p>Souligne que l'analyse de sûreté devrait prendre en compte l'indisponibilité éventuelle de l'équipement qui pourrait être nécessaire pour maintenir le réacteur dans un état de refroidissement stable à long terme à la suite d'un accident.</p>

RD-310 N° de section	Texte actuel	Changements proposés	Justification
	<p>3. créditer les actions des systèmes seulement lorsque les systèmes sont qualifiés pour des conditions d'accident ou lorsque ces actions pourraient avoir un effet néfaste sur les conséquences de l'accident analysé;</p> <p>4. tenir compte de la possibilité que l'équipement soit mis hors service en vue de l'entretien;</p> <p>5. créditer les actions des opérateurs seulement :</p> <p>a) lorsqu'il y a des indications claires et non ambiguës de la nécessité de prendre de telles actions,</p> <p>b) lorsqu'il y a des procédures adéquates et suffisamment de temps pour effectuer les actions requises,</p> <p>c) lorsque les conditions environnementales n'interdisent pas de telles actions.</p>	<p>effet néfaste sur les conséquences de l'accident analysé;</p> <p>4. tenir compte de la possibilité que l'équipement soit mis hors service en vue de l'entretien;</p> <p><b>5. tenir compte de la possibilité que de l'équipement devienne inopérable au cours d'une période prolongée nécessaire pour maintenir le réacteur dans un état stable, froid et dépressurisé à long terme à la suite d'un accident;</b></p> <p>6. créditer les actions des opérateurs seulement :</p> <p>a) lorsqu'il y a des indications claires et non ambiguës de la nécessité de prendre de telles actions,</p> <p>b) lorsqu'il y a des procédures adéquates et suffisamment de temps pour effectuer les actions requises,</p> <p>c) lorsque les conditions environnementales n'interdisent pas de telles actions.</p>	
Glossaire	<b>Glossaire</b>	<b>Glossaire</b>  <b>Effet de falaise</b>  <b>Augmentation importante de la sévérité des conséquences découlant d'un petit changement de conditions. Note : Un effet de falaise peut être causé par des changements dans les caractéristiques de l'environnement, de l'événement ou de la façon dont une centrale réagit.</b>	Des définitions nouvelles ou modifiées ont été fournies.