



Rapport du Groupe de travail de la CCSN sur Fukushima

INFO-0824

Octobre 2011



Rapport du Groupe de travail de la CCSN sur Fukushima

© Ministre de Travaux publics et Services gouvernementaux Canada 2011

No de catalogue : CC172-77/2011F-PDF

ISBN 978-1-100-98149-9

Publié par la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN)

No de catalogue de la CCSN : INFO-0824

La reproduction d'un extrait quelconque du présent document à des fins personnelles est autorisée à condition d'en indiquer la source en entier. Toutefois, la reproduction de ce document en tout ou en partie à d'autres fins nécessite l'obtention préalable d'une autorisation écrite de la Commission canadienne de sûreté nucléaire.

Also available in English under the title: *CNSC Fukushima Task Force Report*

Disponibilité du document

Les personnes intéressées peuvent consulter le document sur le site Web de la CCSN à suretenucleaire.gc.ca, ou en commander des exemplaires, en français ou en anglais, en communiquant avec la :

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

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

Télécopieur : (613) 995-5086

Courriel : info@cnsccsn.gc.ca

Site web : suretenucleaire.gc.ca

Rapport du Groupe de travail de la CCSN sur Fukushima

INFO-0824

Octobre 2011

Préface

Le Groupe de travail de la CCSN sur Fukushima a été établi avec l'autorisation de Ramzi Jammal, premier vice-président et chef, Réglementation des opérations de la CCSN, pour évaluer les répercussions opérationnelles, techniques et réglementaires de l'événement nucléaire qui s'est produit en 2011 à Fukushima, au Japon, sur les centrales nucléaires canadiennes.

Les travaux du Groupe de travail étaient dirigés par Greg Rzentkowski, directeur général, Direction de la réglementation des centrales nucléaires, et responsable de la mise en œuvre des mesures de réglementation, ce qui inclut les décisions politiques, les exigences réglementaires et les recommandations visant l'amélioration de la sécurité des centrales nucléaires du Canada.

Remerciements

Le Groupe de travail de la CCSN sur Fukushima était constitué des membres suivants, avec l'appui de nombreux autres employés de la CCSN travaillant dans une vaste gamme de domaines.

Président :

Greg Rzentkowski Directeur général, Direction de la réglementation des centrales nucléaires

Vice-président :

Gerry Frappier Directeur général, Direction de l'évaluation et de l'analyse

Responsables techniques :

Tom Schaubel Directeur, Direction de la réglementation des centrales nucléaires

Phil Webster Directeur, Direction de la réglementation des centrales nucléaires

Pat Hawley Directeur, Direction de l'évaluation et de l'analyse

Secrétaire scientifique :

Hatem Khouaja Conseiller technique, Direction de la réglementation des centrales nucléaires

Gestion de projet :

Albert Thibert Agent principal du programme de réglementation, Direction de la réglementation des centrales nucléaires

Spécialistes techniques :

Sanja Simic Spécialiste technique, Direction de l'évaluation et de l'analyse (accidents graves)

David Newland Directeur, Direction de l'amélioration de la réglementation et de la gestion des projets majeurs (exigences s'appliquant aux nouvelles centrales)

Chantal Morin Spécialiste technique, Direction de l'évaluation et de l'analyse (évaluation probabiliste de la sûreté)

Chris Harwood Spécialiste technique, Direction de l'évaluation et de l'analyse (évaluation déterministe de la sûreté)

Luc Sigouin Directeur, Direction de la sécurité et des garanties (interventions en cas d'urgence)

Le Groupe de travail de la CCSN souhaite remercier les nombreux employés de la CCSN qui ont fourni des conseils d'expert et de l'aide en temps opportun aux membres du Groupe de travail.

Sommaire

Le 11 mars 2011, un séisme de magnitude 9,0, suivi d'un tsunami dévastateur, ont frappé le Japon, laissant derrière eux près de 25 000 morts ou disparus, un demi-million de résidences détruites ou endommagées et 560 km² inondés.

Les répercussions combinées du séisme et du tsunami sur la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi ont provoqué l'un des pires accidents nucléaires du monde. Au cours des heures et des jours qui ont suivi, trois des six réacteurs de la centrale ont surchauffé et subi des dommages. Les travailleurs de la centrale ont bravé des conditions extraordinaires pour prévenir ou retarder le rejet de matière radioactive au-dessus de la région environnante et dans la mer. On doit louer leurs efforts qui ont permis de retarder suffisamment ces rejets pour que la population environnante puisse être évacuée malgré les dommages généralisés aux infrastructures locales.

À mesure que l'accident se déroulait, la zone d'évacuation s'est agrandie et on a recommandé aux habitants d'un plus grand secteur de se réfugier à l'intérieur. Des mesures de surveillance radiologique étendues et de contrôle de la production et de la distribution alimentaires ont été mises en œuvre. Le gouvernement du Japon a indiqué que certains secteurs pourraient demeurer inhabitables pendant de nombreuses années. Dans le même ordre d'idée, il faudra poursuivre la surveillance et le contrôle des approvisionnements alimentaires et en eau, peut-être pendant de nombreuses années. Les mesures d'urgence qui étaient en place ont prévenu la perte de vies attribuable aux rejets radioactifs et ont eu pour conséquence que les effets à long terme sur la santé éprouvés par la population du Japon devraient demeurer négligeables.

Mesures immédiates mises en œuvre par la Commission canadienne de sûreté nucléaire

Bien que les accidents majeurs d'une telle proportion se produisent très rarement, il est crucial que tous les concepteurs et exploitants d'installations nucléaires, responsables de la réglementation du secteur nucléaire et organismes d'intervention en cas d'urgence retiennent toutes les leçons qui peuvent être tirées de cet accident. La Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) s'est toujours efforcée de s'améliorer et d'améliorer le rendement du secteur nucléaire, qu'elle réglemente, sur le plan de la sûreté. C'est dans cette optique que la CCSN a réagi immédiatement à l'accident de Fukushima Daiichi en appliquant les mesures suivantes :

- elle a activé son Centre des mesures d'urgence à Ottawa et y a affecté du personnel présent 24 heures par jour et 7 jours par semaine pour suivre l'urgence, étudier les premiers rapports et fournir aux Canadiens et aux autres ministères et organismes du gouvernement du Canada des renseignements exacts en temps opportun.
- elle a demandé aux titulaires de permis d'installations nucléaires de catégorie I¹ canadiennes, en vertu du paragraphe 12(2) du *Règlement général sur la sûreté et la réglementation nucléaires*, d'examiner les leçons retenues de l'accident de Fukushima Daiichi.
- elle a inspecté toutes les centrales et autres installations nucléaires au Canada afin d'évaluer l'état de préparation des systèmes d'atténuation du risque – ces inspections couvraient la préparation parasismique, les capacités de combat des incendies, les systèmes d'alimentation électrique de secours, l'atténuation des risques liés à l'hydrogène et le refroidissement des piscines de combustible usé.

¹ Les installations nucléaires de catégorie I sont définies par le *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I* et elles incluent les centrales nucléaires, les réacteurs de recherche et les installations de fabrication de combustible nucléaire.

- elle a formé un groupe de travail afin d'évaluer les incidences opérationnelles, techniques et réglementaires de l'accident et le degré d'adéquation de la préparation aux urgences.

Le Groupe de travail de la CCSN sur Fukushima a été créé en vue d'examiner la capacité des centrales nucléaires du Canada à résister à des conditions semblables à celles qui ont déclenché l'accident de Fukushima. Plus spécifiquement, le Groupe de travail de la CCSN a examiné quelle serait la réaction des centrales nucléaires à des événements externes dont les paramètres ont de plus grandes valeurs que ce qui avait été envisagé auparavant. Il a aussi examiné la capacité des titulaires de permis à répondre à de tels événements. L'accent a été mis sur le besoin de « prévoir l'inattendu », soit des événements comme des séismes, des tornades ou des ouragans qui pourraient entraîner l'interruption prolongée de l'alimentation électrique du réseau et par conséquent empêcher les exploitants de continuer de refroidir les réacteurs, ainsi que le besoin de détenir une capacité d'intervention intégrée.

Critères d'examen de la sûreté des centrales

L'étendue de l'examen, documentée dans le document *Critères de l'examen de sûreté des centrales nucléaires*, correspond à la démarche de défense en profondeur sous-jacente à la conception des centrales nucléaires, nommément :

- l'identification et le degré d'importance des événements externes
- le caractère adéquat des analyses des accidents de dimensionnement
- la prise en compte des accidents hors dimensionnement
- la mise en œuvre de la gestion des accidents graves
- les plans d'intervention en cas d'urgence des titulaires de permis
- la gestion des urgences nucléaires au Canada
- le cadre et le processus réglementaires de la CCSN

La stratégie de défense en profondeur assure la prévention et la maîtrise des incidents et des accidents à plusieurs niveaux techniques et procéduraux afin d'assurer l'efficacité de la protection des barrières matérielles contre les rejets de matières nucléaires. En principe, si une défaillance se produit, elle serait détectée et compensée, ou encore corrigée, au moyen de mesures appropriées pour maintenir la protection du public.

Les *Critères de l'examen de sûreté des centrales nucléaires* excèdent, de façon générale, les conditions et les attentes du cadre de réglementation actuel de la CCSN. Les constatations de l'examen du Groupe de travail de la CCSN se rattachent exclusivement aux leçons tirées de l'accident de Fukushima.

Pendant la formulation de ces critères d'examen de la sûreté, le Groupe de travail de la CCSN a pris compte de toutes les leçons pertinentes tirées de l'accident de Fukushima et elle a examiné des rapports internationaux choisis pour s'assurer que tous les aspects pertinents pour le Canada étaient considérés. Le Groupe de travail de la CCSN a ainsi soumis toutes les centrales nucléaires du Canada, les mesures d'intervention d'urgence existantes ainsi que le cadre réglementaire et les processus connexes à une « éprouve sous contrainte » systématique et complète afin d'évaluer des moyens qui permettraient de mieux protéger la santé et la sécurité des Canadiens ainsi que l'environnement. L'examen post-Fukushima a passé en revue des événements plus graves que ceux historiquement considérés comme crédibles, ainsi que leur incidence sur les centrales nucléaires. Le Groupe de travail de la CCSN a proposé des changements à apporter aux conceptions ou aux procédures pour compenser les lacunes trouvées afin de minimiser ou d'éliminer leurs répercussions.

Renforcement de la défense en profondeur des réacteurs

En se fondant sur l'examen post-Fukushima, le Groupe de travail de la CCSN confirme que les centrales nucléaires du Canada sont robustes et sont dotées d'une conception solide fondée sur de multiples

couches de défense. Cette conception garantit que le public ne subira pas de répercussions attribuables à des événements externes considérés crédibles. Cette conception offre aussi une protection contre des événements externes plus graves, dont la probabilité d'occurrence est beaucoup plus faible.

Néanmoins, le Groupe de travail de la CCSN a formulé plusieurs recommandations visant à renforcer chacune des couches de défense intégrées à la conception des centrales nucléaires du Canada et aux principes d'autorisation. En particulier, le Groupe de travail de la CCSN recommande que certaines améliorations de conception visant la gestion des accidents graves – comme le rendement du confinement afin de prévenir le rejet de produits radioactifs non filtrés, les capacités de maîtrise de l'hydrogène et d'autres gaz combustibles ou encore le caractère adéquat et la pérennité de l'équipement et de l'instrumentation – devraient être évaluées et mises en œuvre dans tous les cas possibles. Certaines de ces améliorations ont déjà été mises en œuvre alors que d'autres le seront aussi rapidement qu'il sera possible.

Amélioration des interventions en cas d'urgence

Le Groupe de travail de la CCSN confirme aussi que l'état actuel de la préparation et des mesures d'intervention en cas d'urgence au Canada, en particulier l'état de préparation et d'intervention sur le site et hors site, est adéquat. Le Groupe de travail de la CCSN a vérifié qu'il n'y a pas de lacune importante en ce qui concerne la planification des urgences aux centrales nucléaires du Canada. Les titulaires de permis tiennent à jour et mettent en œuvre des plans d'intervention en cas d'urgence qui sont complets et bien documentés et qui sont régulièrement mis à l'épreuve au moyen d'exercices et de simulations dont les résultats sont évalués par les exploitants. Le Groupe de travail de la CCSN a aussi vérifié qu'il n'y a pas de lacune importante dans la planification des urgences nucléaires aux niveaux provincial et fédéral. Les plans d'urgence provinciaux et fédéraux sont bien documentés et intégrés efficacement aux mesures de préparation et d'intervention sur place en cas d'urgence.

Malgré ces mesures, il est possible d'accroître leur efficacité en améliorant les installations et équipements d'urgence qui sont en place, en particulier en officialisant tous les arrangements et accords portant sur le soutien d'origine externe et en installant des systèmes fixes automatisés de surveillance radiologique de limites en temps réel disposant d'une alimentation de secours appropriée. La planification des urgences nucléaires des provinces et du fédéral pourrait être renforcée en établissant un processus national officiel et transparent portant sur les plans et programmes d'intervention hors site en cas d'urgence nucléaire, ainsi que sur leur rendement, et en mettant en place des calendriers d'exercices périodiques à échelle réelle.

Amélioration du cadre réglementaire et du processus d'autorisation

Le Groupe de travail de la CCSN a effectué un examen détaillé du cadre réglementaire et processus de la CCSN et il conclut qu'il n'est pas nécessaire de réviser la *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires*, ni la structure du cadre réglementaire, en conséquence des leçons retenues de l'accident de Fukushima Daiichi. Le cadre réglementaire canadien est solide et exhaustif, et il est appliqué efficacement à toute la gamme des états des centrales, y compris dans le cas des accidents graves. En particulier, le Groupe de travail de la CCSN remarque que la loi autorise la Commission à établir des catégories de permis et que la CCSN dispose de l'autorité et de la souplesse requises pour modifier rapidement des permis afin d'imposer des exigences additionnelles pour améliorer continuellement le rendement du secteur nucléaire sur le plan de la sûreté. Cet aspect est considéré comme une des forces du système canadien.

Quoi qu'il en soit, afin d'étendre la gamme des instruments permettant une application efficiente du régime juridique, le Groupe de travail recommande que le *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I* soit modifié de manière à ce que des plans d'intervention hors site en cas d'urgence soient

exigés. Il recommande aussi que le *Règlement sur la radioprotection* soit modifié de manière qu'il corresponde mieux aux documents d'orientation internationaux et qu'il décrive les exigences réglementaires requises pour prendre en compte de manière plus détaillée les dangers radiologiques pendant les diverses phases d'une urgence nucléaire. En outre, le Groupe de travail de la CCSN recommande qu'on améliore la supervision des centrales nucléaires en mettant en œuvre un processus de bilan périodique de la sûreté.

Le cadre documentaire de la réglementation devrait être amélioré en mettant à jour des exigences et des attentes sélectionnées relatives aux accidents de dimensionnement et hors dimensionnement. Ces mises à jour garantiront que les leçons retenues sont intégrées au programme réglementaire de surveillance des réacteurs en exploitation et des nouvelles centrales.

Conclusion d'ensemble

Le Groupe de travail de la CCSN conclut que les centrales nucléaires canadiennes sont sûres et que le risque qu'elles posent pour la santé et la sécurité des Canadiens ou pour l'environnement est très faible. Le personnel de la CCSN a aussi vérifié que les centrales nucléaires sont éloignées des limites des plaques tectoniques et que le danger qu'un séisme majeur se produise à une centrale nucléaire canadienne est négligeable. Le Groupe de travail de la CCSN est persuadé que les améliorations recommandées dans le présent rapport amélioreront davantage la sûreté de l'énergie nucléaire au Canada et réduiront le risque connexe à un niveau aussi faible que ce qui peut être obtenu de manière raisonnable et réalisable.

Sous la supervision de la CCSN et de son personnel, les centrales nucléaires canadiennes ont été exploitées de manière sécuritaire depuis plus de 40 ans. Comme il a toujours été le cas, elles ne pourront être autorisées que si la CCSN est d'avis qu'elles continueront d'être exploitées de manière sécuritaire.

Table des matières

Préface	i
Remerciements	ii
Sommaire	iii
1 Contexte	1
2 Sommaire de l'accident.....	2
2.1 Tranches en fonctionnement.....	4
2.2 Stockage du combustible usé.....	7
2.3 Conséquences à l'extérieur du site.....	8
3 Intervention initiale de la CCSN.....	11
3.1 Activation du Centre des mesures d'urgence de la CCSN.....	11
3.2 Demande réglementaire auprès des titulaires de permis	12
3.3 Inspections des centrales nucléaires du Canada par la CCSN	13
3.4 Groupe de travail de la CCSN	14
4 Réaction internationale	15
4.1 Examen des mandats des groupes de travail internationaux.....	15
4.2 Premiers résultats des travaux des groupes de travail internationaux.....	16
5 Comparaison des risques externes au Canada et au Japon.....	20
5.1 Profil de risque de tsunami au Canada.....	21
5.2 Carte des aléas sismiques au Canada	23
5.3 Autres risques externes	24
6 Examen de la sûreté des centrales nucléaires canadiennes	25
6.1 Risques externes	26
6.2 Accidents de dimensionnement	28
6.3 Accidents hors dimensionnement	30
6.4 Gestion des accidents graves	37
6.5 Intervention d'urgence	42
7 Gestion des urgences nucléaires au Canada.....	48
7.1 Titulaires de permis de centrale nucléaire.....	50
7.2 Gouvernement du Canada.....	50
7.3 Gouvernements provinciaux	53
7.4 Parties intéressées internationales.....	60
7.5 Constatations de l'examen sur la gestion des urgences nucléaires au Canada.....	61
8 Cadre et processus de réglementation de la CCSN.....	63
8.1 Loi et règlements	63
8.2 Permis, conditions de permis et ordres/ordonnances	64
8.3 Documents d'application de la réglementation et documents d'orientation	65
8.4 Autres parties du cadre de réglementation.....	66
8.5 Conformité.....	66
8.6 Processus.....	67
8.7 Constatations de l'examen relatives au cadre et aux processus de réglementation	67
9 Répercussions sur la construction de nouvelles centrales.....	68
10 Conclusion et recommandations	70
10.1 Renforcer la défense en profondeur des réacteurs	71

Rapport du Groupe de travail de la CCSN sur Fukushima

10.2	Améliorer l'intervention d'urgence	72
10.3	Amélioration du cadre et des processus de réglementation	73
	Glossaire	74
	Documents de référence	79
	Annexe A Aperçu du réacteur CANDU	81
	Annexe B Progression d'un accident de perte de source froide	92
	Assèchement par ébullition dans le circuit secondaire.....	92
	Assèchement par ébullition dans le circuit primaire	92
	Assèchement du modérateur	93
	Assèchement par ébullition dans le bouclier caisson ou la voûte de calandre	93
	Défaillance du bouclier caisson et de la voûte de calandre	93
	Annexe C Leçons retenues par le Centre des mesures d'urgence de la CCSN	95
	Contexte	95
	Méthodologie	95
	Principales observations.....	96
	Conclusion.....	97
	Annexe D Liens entrent les recommandations et les constatations détaillées du Rapport du Groupe de travail	98

1 Contexte

Le 11 mars 2011, un séisme de magnitude 9,0² a frappé la côte nord-est de l'île principale du Japon. Il a été suivi d'un tsunami dévastateur. Ensemble, le séisme et le tsunami ont laissé derrière eux environ 25 000 morts ou disparus, un demi-million de résidences détruites ou endommagées et 560 km² de terres inondées.

Les répercussions combinées du séisme et du tsunami sur la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi ont provoqué l'un des pires accidents nucléaires du monde. Au cours des heures et des jours qui ont suivi, les cœurs de trois des six réacteurs du site ont fondu et rejeté de la matière radioactive au-dessus de la région environnante et dans la mer.

Après avoir initialement évalué le séisme au niveau 4 sur l'échelle INES (Échelle internationale des événements nucléaires et radiologiques)³, les autorités japonaises ont ensuite relevé ce niveau à 7, soit le plus haut niveau de cette échelle. Une évaluation finale de la gravité et des causes de l'incident sera produite seulement après la conclusion de toutes les enquêtes, ce qui devrait prendre plusieurs années. Les renseignements disponibles sont toutefois suffisants pour commencer le processus lié aux leçons retenues.

Une des multiples mesures mises en œuvre par la Commission canadienne de sûreté nucléaire en réaction à cet accident a été de former un groupe de travail pour étudier les leçons retenues de l'accident de Fukushima Daiichi et leurs répercussions au Canada. Le présent rapport documente les constatations et recommandations du Groupe de travail de la CCSN sur Fukushima.

Ce rapport fournit des renseignements de base sur les sujets suivants :

- sommaire de l'accident (section 2)
- mesures canadiennes et internationales en réaction à l'accident (sections 3 et 4)
- comparaison des dangers de séisme et d'inondation au Japon et au Canada (section 5)

Le rapport résume les constatations détaillées du Groupe de travail de la CCSN dans trois principaux domaines :

- capacité des centrales nucléaires du Canada de résister à des événements externes extrêmes, y compris un examen des réponses des titulaires de permis à la demande de la CCSN au sujet des leçons retenues (section 6)
- degré d'adéquation des mesures que le Canada mettrait en œuvre en réaction à une urgence nucléaire majeure (section 7)
- degré d'adéquation du cadre et des processus réglementaires du Canada, y compris les constatations relatives aux changements à apporter aux exigences réglementaires (section 8)

Les implications des constatations de l'étude du Groupe de travail au sujet de la construction de nouveaux réacteurs au Canada sont discutées à la section 9. Les constatations et recommandations résultant de cet examen sont présentées à la section 10.

² La magnitude des séismes est mesurée sur l'Échelle de moment sismique (dont les valeurs sont très semblables à celles de l'ancienne échelle de Richter). Cette échelle est basée sur l'énergie libérée par un tremblement de terre. Une augmentation de 1 sur cette échelle correspond à la multiplication par 32 de l'énergie libérée.

³ L'échelle INES a été élaborée par l'Agence internationale de l'énergie atomique. On trouve plus de renseignements à http://www.iaea.org/Publications/Factsheets/French/ines_fr.pdf

L'Annexe A présente un aperçu des réacteurs CANDU (réacteur canadien à deutérium-uranium) qui met en valeur les caractéristiques importantes en cas d'accident avec perte d'alimentation électrique.

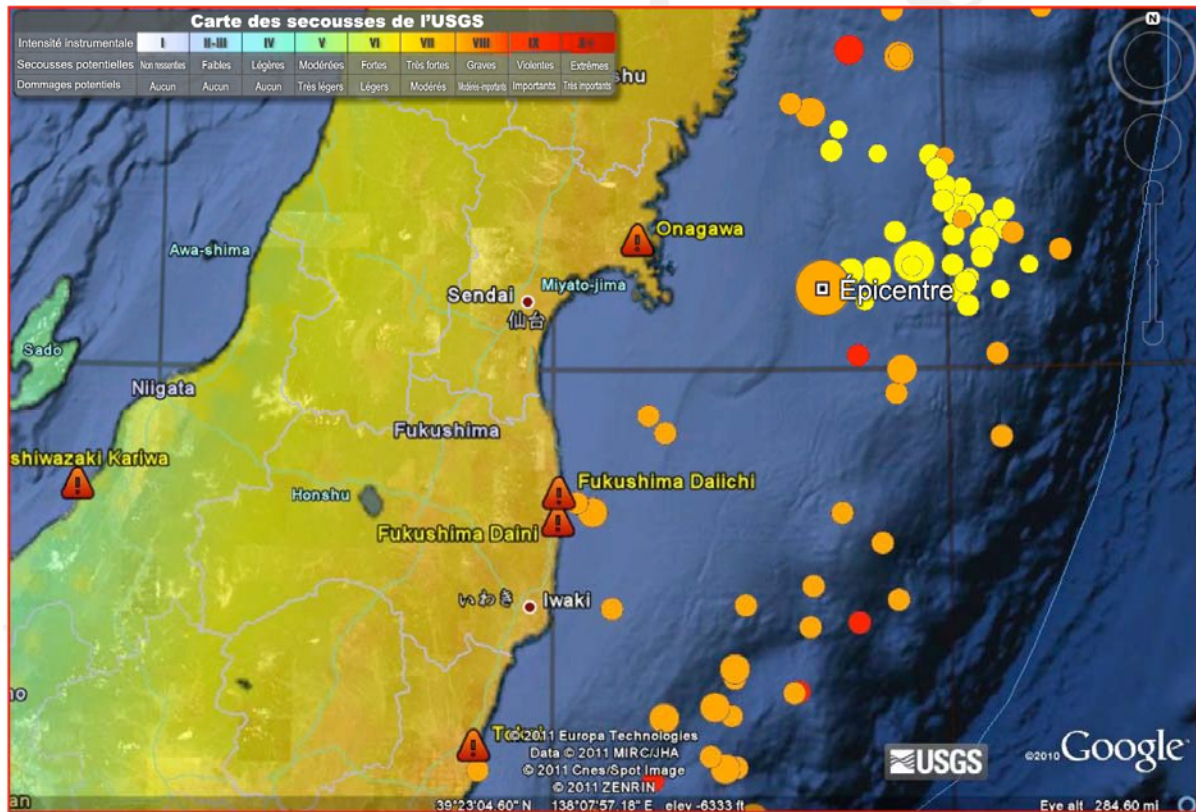
2 Sommaire de l'accident

Le 11 mars 2011, à 14 h 46, heure locale, un séisme de magnitude 9,0 s'est produit au large de la côte nord-est du Japon, à environ 175 km de la centrale de Fukushima Daiichi. Il s'agissait d'un des séismes les plus puissants enregistrés, déplaçant des parties du Japon de 3 m vers l'est et modifiant légèrement la vitesse de rotation de la Terre. L'accélération maximale du sol⁴ à Fukushima Daiichi a atteint 0,56 g, valeur mesurée dans la tranche 2, et elle dépassait d'environ 25 % la valeur de dimensionnement de conception de la centrale (soit 25 % de plus que l'accélération du sol à laquelle la centrale est conçue pour résister). La figure 2-1 montre l'emplacement de l'épicentre et des centrales nucléaires. La Compagnie d'électricité de Tokyo (Tokyo Electric Power Company ou TEPCO) exploite la centrale de Fukushima Daiichi.

Bien que d'autres réacteurs de la côte est du Japon aient été touchés par le séisme et le tsunami, seules les tranches 1 à 4 de Fukushima Daiichi ont subi des dommages sérieux. Le présent rapport ne porte que sur ces tranches, car le refroidissement des autres tranches a été maintenu.

⁴ L'accélération du sol est une mesure de l'intensité du mouvement du sol causé par un tremblement de terre et elle est importante pour comprendre les effets sur les structures bâties. Elle est habituellement exprimée en multiples de l'accélération causée par la gravité, en g. L'accélération du sol à un emplacement donné est fonction de la magnitude de l'événement et de la distance de ce dernier de l'épicentre.

Figure 2-1 Carte sismique montrant l'emplacement des centrales nucléaires



Les tranches 1, 2 et 3 fonctionnaient à pleine puissance et les tranches 4, 5 et 6 étaient déjà à l'arrêt pour des activités de maintenance planifiée. Les tranches en fonctionnement se sont arrêtées automatiquement, tel que prévu, lorsque le séisme s'est produit. En même temps, toute l'alimentation externe de la centrale a été coupée. Les génératrices diesel d'urgence ont alors démarré automatiquement tel que prévu et ont alimenté les équipements électriques essentiels.

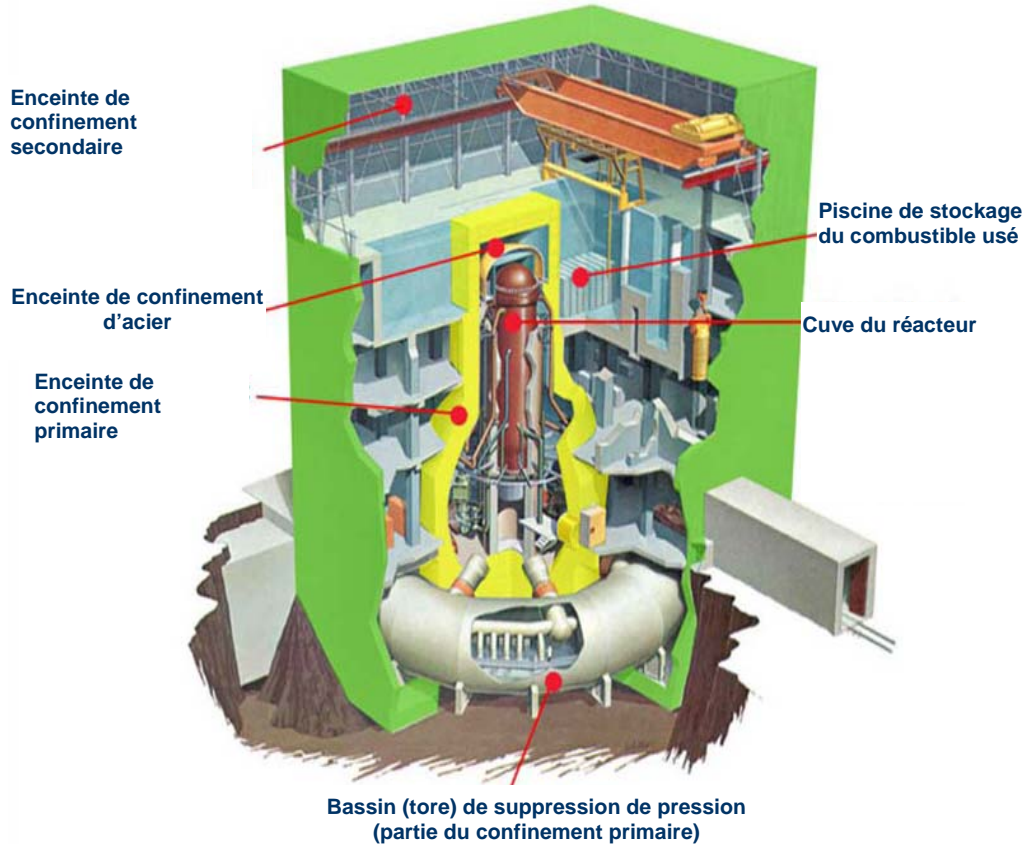
Puis, 41 minutes après le séisme, une série de vagues de tsunami ont frappé la centrale. Elles étaient beaucoup plus hautes que prévu lors de la conception de la centrale et elles ont submergé la majorité des équipements qui se trouvent à une faible hauteur. La conception initiale de la centrale était basée sur une valeur maximale de tsunami de 3,1 m, hauteur qui avait été révisée à 5,6 m ultérieurement. Les vagues de tsunami les plus hautes qui ont frappé les réacteurs de Fukushima ont été estimées entre 14 et 15 m sur terre. Il est important de faire une distinction entre la hauteur des vagues en mer et la hauteur que les vagues atteignent sur terre lorsqu'elles déferlent. Ces dernières peuvent être sensiblement plus grandes qu'en mer et leur hauteur est fonction du relief du sol.

Moins de 54 minutes après le séisme, le tsunami avait entraîné l'arrêt de toutes les génératrices diesel d'urgence et inondé l'appareillage de commutation électrique. Les tranches 1 à 4 comportaient deux génératrices diesel d'urgence refroidies à l'air qui ont échappé à l'inondation. On ne sait pas si elles étaient en état de marche, mais elles n'auraient pas pu être utilisées parce que les appareillages de commutation électrique avaient été inondés. Les tranches 1 à 4 ne conservaient alors que leur alimentation à batteries.

2.1 Tranches en fonctionnement

La figure 2-2 montre le montage général d'un réacteur à eau bouillante du type qu'on trouve à Fukushima Daiichi.

Figure 2-2 Écorché d'un confinement de type 1 d'un réacteur à eau bouillante



Chaque tranche contient un réacteur. Les éléments de combustible du réacteur sont constitués de pastilles de dioxyde d'uranium placées dans un tube de zircaloy long d'environ 4 m. Les éléments de combustible sont groupés en grappes de 8 tubes par 8 tubes placées verticalement dans le cœur du réacteur. Le cœur est dans la partie inférieure de la cuve sous pression du réacteur. La cuve sous pression⁵ se trouve dans l'enceinte de confinement primaire, en acier, composée d'un puits sec (à l'intérieur de la limite marquée en jaune dans la figure) et d'un bassin de suppression de pression ou « puits humide ». Le bassin de suppression est partiellement rempli d'eau froide et son rôle est de condenser la vapeur provenant du réacteur lorsqu'elle ne peut plus être envoyée à la turbine (par exemple après un accident).

Le combustible utilisé provenant du réacteur est stocké dans la piscine de stockage de combustible utilisé qui se trouve à un emplacement élevé dans l'enceinte de confinement secondaire. L'enceinte de confinement secondaire n'est pas pourvue d'une capacité de rétention de la pression.

⁵ La cuve sous pression du réacteur est un grand contenant d'acier qui contient le cœur du réacteur et qui est remplie du caloporteur du réacteur.

La description suivante s'applique de manière générique à chacune des tranches 1, 2 et 3 qui fonctionnaient au moment du séisme. La chronologie des événements a varié d'une tranche à l'autre, mais l'ensemble de l'évolution de la situation était semblable pour les trois tranches.

Lorsque l'alimentation électrique par courant alternatif (c.a.) a été interrompue, des pompes entraînées par des turbines à vapeur ont été utilisées dans les tranches 2 et 3 afin de maintenir le refroidissement. Ces pompes sont alimentées par la vapeur produite par le réacteur et elles rejettent la chaleur dans le bassin de suppression de pression. Le refroidissement du cœur d'un réacteur doit être maintenu même après l'arrêt parce que le combustible continue de produire de la chaleur, connue comme chaleur de désintégration⁶. Au bout de plusieurs heures, les batteries étaient épuisées (ou les pompes de refroidissement étaient tombées en panne) et tous les moyens de refroidissement du réacteur ont cessé de fonctionner. La tranche 1 est d'une conception légèrement plus vieille et elle ne comporte pas de pompe à vapeur. Le refroidissement de la tranche 1 a ainsi été interrompu presque immédiatement après le tsunami.

Sans refroidissement adéquat, la pression a commencé à augmenter rapidement dans le réacteur et les soupapes de surpression de la cuve sous pression du réacteur se sont ouvertes pour évacuer la vapeur excédentaire⁷ dans le bassin de suppression de pression qui se trouve dans le bas du confinement primaire. Comme la vapeur était évacuée de la cuve sous pression du réacteur sans être remplacée, l'intérieur du cœur a commencé à se dessécher par ébullition.

À un certain point, le cœur a commencé à se découvrir et le combustible a rapidement commencé à surchauffer. Alors que la température du combustible augmentait, ce dernier a commencé à se détériorer, tout d'abord en libérant des produits gazeux de fission puis, progressivement, les produits de fission moins volatiles. Lorsque la température des gaines de combustible a dépassé 1200 °C, la réaction du matériau des gaines, le zircaloy, avec la vapeur a rapidement accéléré et s'est mise à produire de l'oxyde de zirconium, de l'hydrogène et une grande quantité de chaleur. Le cœur a commencé à perdre son intégrité structurale et à fondre⁸.

L'atmosphère présente dans la cuve sous pression du réacteur était un mélange de vapeur, d'hydrogène et de produits de fission. Ce mélange a été évacué dans le bassin de suppression de pression, d'où il a atteint l'enceinte de confinement primaire. Comme l'enceinte de confinement primaire avait été, conformément à sa conception, remplie au moyen d'azote, l'hydrogène ne pouvait pas s'allumer ou exploser en raison du manque d'oxygène.

L'eau froide dans le bassin de suppression de pression a absorbé l'énergie de la vapeur évacuée par le réacteur, ce qui a stabilisé la pression dans l'enceinte de confinement primaire pendant les premières heures de l'accident. Cependant, comme aucune chaleur n'était évacuée de l'enceinte de confinement primaire, le bassin de suppression de pression a commencé à s'échauffer, ce qui lui a fait perdre progressivement son efficacité. La pression dans l'enceinte de confinement primaire a alors commencé à augmenter. En raison de l'accumulation de pression, l'enceinte de confinement risquait de défaillir, ce qui aurait provoqué un rejet incontrôlé de matières radioactives. Pour éviter cette défaillance, l'exploitant a ouvert les vannes pour évacuer les gaz de

⁶ La chaleur de désintégration est produite par la désintégration de la matière radioactive du combustible. Dans un réacteur représentatif, la température de désintégration diminue d'environ 7 % immédiatement après l'arrêt de la réaction de fission, s'abaisse jusqu'à 1 % au bout d'environ 5 heures, pour atteindre 0,5 % au bout d'une journée.

⁷ L'évacuation des gaz (éventage) est le processus par lequel on évacue les gaz non voulus ou excédentaires d'un dispositif fermé, que ce soit automatiquement au moyen de soupape de surpression ou manuellement au moyen de vannes d'évacuation qui sont ouvertes par un opérateur.

⁸ Les gaines de zircaloy du combustible fondent à environ 1760 °C. Les pastilles de combustible fondent à environ 2760 °C.

l'enceinte primaire. L'hydrogène présent dans les gaz évacués a formé un mélange explosif avec l'air présent dans l'enceinte de confinement secondaire, ce qui a provoqué les explosions qui ont endommagé les bâtiments de l'enceinte de confinement secondaire et peut-être aussi d'autres équipements.

Le tableau 2.1 présente la chronologie approximative des événements.

Tableau 2.1 Chronologie approximative des événements (en heures)

Événement	Tranche 1	Tranche 2	Tranche 3	Notes
Séisme	0,0	0,0	0,0	Les réacteurs sont tous arrêtés et stables
Tsunami : interruption de l'alimentation c.a.	0,9	0,9	0,9	Les génératrices diesel sont rendues inutilisables par le tsunami
Interruption du refroidissement principal du cœur et du refroidissement auxiliaire	~1,9	70,7	36,0	Interruption de l'alimentation par batteries des tranches 1 et 3 Défaillance de la pompe de la tranche 2
Augmentation de la radioactivité mesurée	3,1			Début possible de la surchauffe du cœur
Cœur du réacteur découvert	~2,5	~75	~40	D'après les calculs effectués après l'accident
Le combustible entre en fusion	~4,5	~77	~42	D'après les calculs effectués après l'accident
Défaillance de la cuve sous pression du réacteur	~10	~109	~66	D'après les calculs effectués après l'accident
Début de l'éventage du confinement	~20,0	~44,2	41,9	Données incertaines – rapports contradictoires
Début de l'injection d'eau	24,1	73,8	42,7	De l'eau douce ou de l'eau de mer sont injectées dans la cuve sous pression des réacteurs pour rétablir l'inventaire perdu
Explosion d'hydrogène	24,8	87,4	68,3	Dans les tranches 1 et 3, dans le secteur de l'étage technique Dans la tranche 2, dans l'enceinte de confinement secondaire

Les données ci-dessus sont basées sur des renseignements contenus dans le document *Report of the Japanese Government to the IAEA Ministerial Conference on Nuclear Safety* [1] et elles sont complétées par d'autres sources. La chronologie est établie en heures à partir du séisme. L'heure exacte de certains événements est incertaine; toutefois, on estime que cette séquence d'événements est juste dans son ensemble.

L'heure à laquelle le cœur a commencé à subir des dommages est très incertaine. Malgré tout, la production d'hydrogène à grande échelle indique clairement que l'assèchement du cœur et les dommages subséquents touchant la tranche 1 se sont produits dans les 24 heures suivant le séisme. Le début des dommages du cœur des tranches 2 et 3 a eu lieu beaucoup plus tard. Les efforts de refroidissement au moyen d'eau de mer ont vraisemblablement réussi à retarder et à réduire les dommages touchant le cœur de ces réacteurs et la défaillance de la cuve sous pression des réacteurs.

Près de 48 heures après le séisme, les taux de rayonnement relevés ont forcé le personnel exploitant à évacuer la salle de commande principale. Par la suite, il n'a été possible de pénétrer dans la salle que pour de courtes périodes.

Après les premiers jours de l'accident, pendant lesquels les dommages se sont aggravés et la compagnie exploitante s'est efforcée de reprendre la maîtrise, a suivi une longue période de rétablissement graduel. Les alimentations en eau et en électricité ont été rétablies lentement. Par contre, les niveaux de rayonnement élevé et les dommages étendus ont entravé les travaux. Les gaz ont été évacués périodiquement pour empêcher la surpression dans les enceintes de confinement. De l'eau hautement radioactive s'est accumulée dans les salles les plus basses et a également fui ou a été rejetée dans l'océan Pacifique.

Les réacteurs endommagés sont alors refroidis par injection d'eau récupérée dans les enceintes de confinement ou les sous-sols des bâtiments. L'eau est refroidie et elle passe dans des équipements de nettoyage qui retire les matières radioactives et le sel. Ce processus se poursuivra pendant plusieurs mois selon le plan de rétablissement de TEPCO [2].

2.2 Stockage du combustible utilisé

Le combustible utilisé rejeté d'un réacteur du type de Fukushima est initialement stocké dans la piscine de stockage de combustible utilisé associé à cette tranche. La piscine de stockage de combustible utilisé se trouve à la hauteur de la partie supérieure de l'enceinte de confinement secondaire et à l'extérieur de l'enceinte de confinement primaire (voir figure 2-2). Le combustible utilisé est refroidi dans la piscine de stockage de combustible utilisé pendant au moins 18 mois et elle peut ensuite être déplacée à la piscine de stockage de combustible utilisé partagée.

La piscine de stockage de combustible utilisé partagée contenait 6 375 assemblages de combustible au moment de l'accident. Bien que la piscine de stockage de combustible utilisé partagée n'ait pas été refroidie activement pendant 13 jours, sa température n'a augmenté que de quelques degrés et elle n'a posé aucune inquiétude sur le plan de la sécurité. Le refroidissement a ensuite été rétabli.

Après un séjour d'au moins cinq ans dans la piscine de stockage de combustible utilisé partagée, les assemblages peuvent être transférés au stockage à sec. Sur les lieux, il y avait 408 assemblages en stockage à sec dans des châteaux blindés et ils n'ont pas été touchés par le séisme et le tsunami.

L'inventaire des assemblages de combustible dans la piscine de stockage de combustible utilisé des tranches 1 à 4 est indiqué dans le tableau 2.2.

Tableau 2.2 Inventaires dans les piscine de stockage de combustible usé (assemblages de combustible)

Tranche	Combustible dans le réacteur	Combustible usé dans la piscine	Nouveau combustible dans la piscine
1	400	292	100
2	548	587	28
3	548	514	52
4	0	1331	204

Le combustible dans les piscines de stockage de combustible usé individuelles des réacteurs est devenu une source d'inquiétude après l'accident parce que leur refroidissement actif a été interrompu. Toutefois, en l'absence de fuites, il y avait une quantité d'eau suffisante pour assurer le refroidissement du combustible pendant quelques journées. La charge thermique dans la tranche 4 était élevée parce qu'on avait récemment déchargé tout le combustible de son cœur dans la piscine. Après l'explosion qui s'est produite dans la tranche 4 le 15 mars, les autorités japonaises se sont inquiétées du fait que la piscine pouvait présenter des fuites, ce qui pourrait exposer le combustible, entraînant comme conséquence une surchauffe et la production d'hydrogène. À l'heure actuelle, elles croient plutôt que l'explosion a été causée par l'infiltration d'hydrogène par l'intermédiaire de canalisations provenant de la tranche 3. La présence de produits de fission dans la piscine de stockage de combustible usé de la tranche 4 signifie que des défaillances des assemblages de combustible ont pu se produire, mais la majorité des assemblages de combustible ne sont pas endommagés.

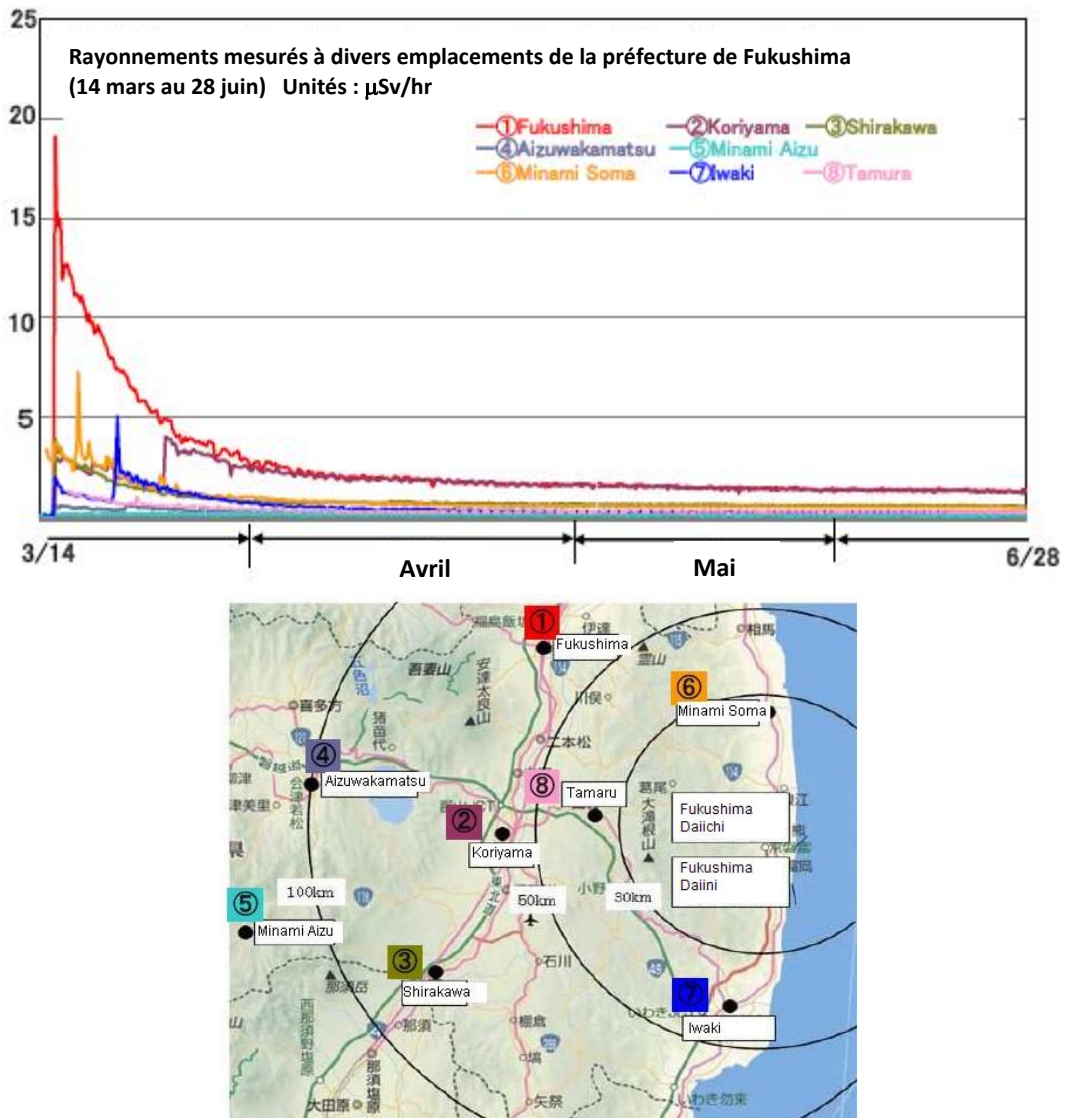
En mai, les autorités japonaises ont craint que le séisme, les répliques répétées et l'explosion qui s'est produite dans la tranche 4 puissent avoir fragilisé la structure de béton du bâtiment qui contient la piscine de stockage de combustible usé. Pour répondre à cette crainte, on a construit une structure de soutien de béton et d'acier sous la piscine de stockage de combustible usé de la tranche 4.

2.3 Conséquences à l'extérieur du site

Des rejets importants de matière radioactive dans l'atmosphère ont commencé lorsque les gaz ont été évacués des enceintes de confinement des réacteurs, au bout d'environ 20 heures après le séisme dans le cas de la tranche 1 et de plus de 40 heures dans le cas des tranches 2 et 3.

Des rejets majeurs ont commencé le 15 mars (4 jours après le séisme). Une zone d'évacuation de 20 km avait déjà été établie. La figure 2-3 montre les valeurs de rayonnements mesurées à divers emplacements dans la préfecture de Fukushima. Aux fins de comparaison, le Comité scientifique des Nations Unies pour l'étude des effets des rayonnements ionisants (UNSCEAR) [3] affirme que le niveau de rayonnement naturel de fond à l'échelle de la planète atteint habituellement de 1 à 13 mSv/an (0,1 à 1,5 μ Sv/h), pour une moyenne de 2,4 mSv/an (environ 0,3 μ Sv/h). La figure montre que les niveaux de rayonnement redescendent vers des niveaux de fond normaux même s'ils demeurent plus élevés qu'avant l'accident.

Figure 2-3 Mesures de rayonnements dans la préfecture de Fukushima



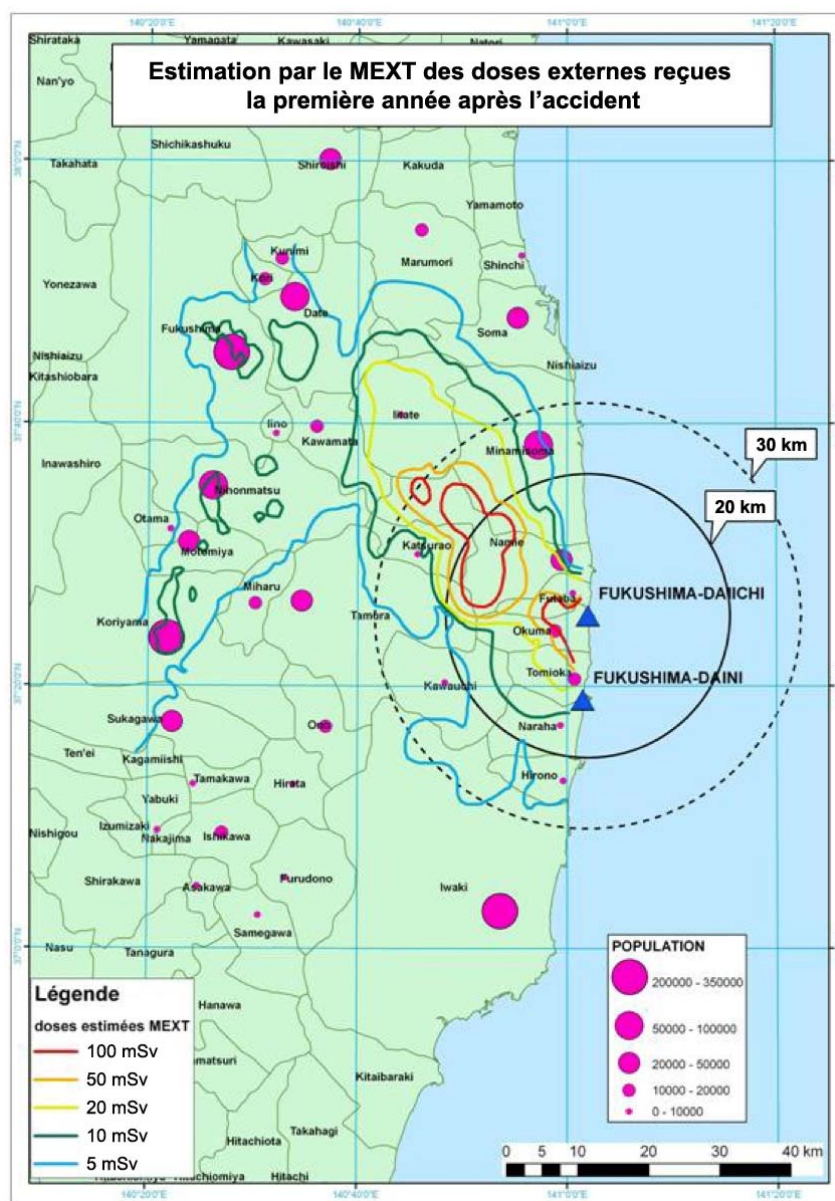
Les autorités japonaises ont accentué les mesures de protection appliquées autour de la centrale de Fukushima Daiichi à mesure que l'accident s'aggravait et que les rejets de matière radioactive augmentaient. Au cours des premiers jours et même des semaines après l'accident, le principal risque résidait dans l'iode radioactif (iode 131 ayant une période radioactive de 8 jours).

Le 11 mars (jour 1), à 21 h 23, heure locale (6,6 heures après le séisme), les autorités ont établi une zone d'évacuation d'un rayon de 3 km et une zone dans laquelle la population devrait se mettre à l'abri d'un rayon de 10 km. Le lendemain, elles ont étendu la zone d'évacuation à 20 km

puis, le 15 mars (jour 5) à 30 km. Les préparatifs de distribution de comprimés d'iode stable⁹ ont commencé le 12 mars (jour 2).

La figure 2-4 montre les doses estimées au cours de la première année s'il n'y avait pas eu d'évacuation.

Figure 2-4 Doses estimées au cours de la première année



La figure 2-4 a été élaborée par l'Institut de Radioprotection et de Sécurité Nucléaire (IRSN) [4] et elle a été élaborée à partir de données publiées par le ministère de l'Éducation, de la Culture, des Sports, de la Science et de la Technologie (MEXT) du Japon et elle ne montre que les doses

⁹ L'iode stable est utilisé pour saturer le corps avec de l'iode non radioactif de manière que le corps ne puisse pas absorber des isotopes radioactifs de l'iode. L'iode 131 est un danger particulièrement présent pendant les premiers jours d'un accident. L'iode se concentre dans la glande thyroïde et l'exposition à l'iode 131 peut faire augmenter le danger de cancer plus tard au cours de la vie.

d'origine externe. Des doses additionnelles causées par les sources d'exposition interne, comme l'inhalation d'air contaminé et l'ingestion d'aliments et d'eau contaminés, s'y ajouteraient. Les isotopes césium 137 (période radioactive de 30 ans) et césium 134 (période radioactive de 2 ans), qui se sont déposés après les rejets par les réacteurs endommagés, prédominent comme source de la dose d'origine externe à long terme.

Les *Lignes directrices canadiennes sur les interventions en situation d'urgence nucléaire* [5] de Santé Canada recommandent l'évacuation de la population si la dose au corps entier projetée¹⁰ dépasse 50 mSv en 7 jours. Les publications 103 [6] et 109 [7] de la Commission internationale de protection radiologique (CIPR) recommandent que des mesures de protection (comme l'évacuation) soient appliquées si la dose projetée est entre 20 et 100 mSv/an, les autorités responsables établissant le niveau de protection souhaité. Bien que, aux fins de la radioprotection, on suppose que toute exposition aux rayonnements présente un risque pour la santé, en pratique, on n'a observé aucun effet néfaste pour la santé à des doses inférieures à 100 mSv.

Le 22 avril 2011, on a établi une zone d'évacuation aux contours irréguliers en vue d'évacuer les personnes qui se trouvaient dans le secteur nord-ouest, où l'on avait mesuré une plus grande activité. Par ailleurs, certains secteurs pourraient demeurer inhabitables pendant de nombreuses années.

Avec les zones d'évacuation en place, il semble improbable que des membres du public soient exposés à une dose supérieure à 20 mSv/an. Des mesures de surveillance et de contrôle des sources d'approvisionnement en aliments et en eau couvrant une grande région ont été établies et elles devront demeurer en place, peut-être pendant de nombreuses années.

3 Intervention initiale de la CCSN

Immédiatement après l'incident, la CCSN a appliqué les mesures suivantes :

- elle a activé son Centre des mesures d'urgence (CMU) à Ottawa et y a affecté du personnel présent 24 heures par jour et 7 jours par semaine pour suivre l'urgence, étudier les premiers rapports et fournir aux Canadiens des renseignements exacts en temps opportun
- elle a demandé aux titulaires de permis d'installations nucléaires de catégorie I canadiennes d'examiner les leçons retenues de l'accident de Fukushima Daiichi
- elle a visité et inspecté toutes les centrales nucléaires au Canada afin d'évaluer l'état de préparation des systèmes d'atténuation du risque
- elle a formé un groupe de travail afin d'évaluer les incidences opérationnelles, techniques et réglementaires de l'accident

Ces mesures sont discutées dans les sous-sections ci-dessous.

3.1 Activation du Centre des mesures d'urgence de la CCSN

Après avoir été avertie de l'accident de Fukushima Daiichi, au milieu de la journée du 11 mars, la CCSN a mis en activité son CMU conformément à son *Plan des mesures d'urgence de la CCSN – CAN2.1* [8]. Le personnel de l'Organisation d'urgence nucléaire (OUN) de la CCSN s'est assemblé dans le CMU pour évaluer la situation au Japon et élaborer la stratégie d'intervention canadienne. Pendant 23 jours, le personnel de l'OUN de la CCSN a travaillé dans le CMU

¹⁰ La dose projetée est la dose qui serait reçue en l'absence de mesures de protection.

24 heures par jour, sept jours par semaine, pour surveiller et évaluer la situation au Japon. Les spécialistes ont prêté leurs compétences dans les domaines de la technologie des réacteurs, de l'évolution des accidents et de la radioprotection.

L'OUN de la CCSN a surveillé la situation au Japon en collaboration étroite avec d'autres ministères et organismes du gouvernement du Canada, des responsables de la réglementation du secteur nucléaire des États-Unis, du Royaume-Uni et de la France, ainsi qu'avec l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA). L'OUN de la CCSN a appuyé quotidiennement l'équipe du ministère des Affaires étrangères et du Commerce international responsable de la crise au Japon en fournissant en temps opportun des renseignements exacts aux Canadiens qui se trouvaient au Japon et en particulier à l'ambassadeur du Canada et à son personnel au Japon. Des renseignements ont alors été publiés sur le site Web de la CCSN pour en faire une source de renseignements constante, objective et crédible pour les Canadiens, le personnel de la CCSN et d'autres ministères.

Après la désactivation du CMU, le 4 avril 2011, le personnel de la CCSN a entrepris un processus formel d'établissement des leçons retenues afin de tirer parti de cette expérience opérationnelle d'importance. Un rapport récapitulatif et un rapport d'amélioration ont été approuvés par le Comité de gestion de la CCSN. Ces rapports sont résumés dans l'Annexe C.

3.2 Demande réglementaire auprès des titulaires de permis

Le paragraphe 12(2) du *Règlement général sur la sûreté et la réglementation nucléaires* [9] précise l'obligation pour un titulaire de permis de répondre « à une demande de la Commission ou d'une personne autorisée par elle à agir en son nom pour l'application du présent paragraphe, le priant d'effectuer une épreuve, une analyse, un inventaire ou une inspection relativement à l'activité autorisée, d'examiner ou de modifier une conception, de modifier de l'équipement, de modifier des procédures ou d'installer un nouveau système ou équipement ». Le 17 mars, le premier vice-président et chef, Réglementation des opérations de la CCSN, a envoyé une requête écrite, en vertu du paragraphe 12(2), à toutes les installations nucléaires de catégorie I demandant aux titulaires de permis :

« (...) l'examen préalable des leçons tirées du séisme survenu au Japon et le réexamen des dossiers de sûreté pour toutes les centrales nucléaires, et plus particulièrement le concept sous-jacent de défense en profondeur, avec une attention accrue sur :

- les risques externes tels que les séismes, les inondations, les incendies et les conditions atmosphériques extrêmes
- les mesures de prévention et d'atténuation des risques en cas d'accidents graves
- la préparation aux situations d'urgence
- un compte rendu sur les plans de mise en œuvre des mesures à court et à long terme pour régler tout écart significatif »

Une requête semblable à celle envoyée en vertu du paragraphe 12(2) a été envoyée aux exploitants des mines et usines de concentration d'uranium autorisées par la CCSN. L'accident de Fukushima a une très grande pertinence pour les centrales nucléaires et la CCSN a, dans un premier temps, traité cette question au moyen des travaux du Groupe de travail de la CCSN dont

il est fait état dans le présent document. Le personnel de la CCSN utilisera les résultats des études du Groupe de travail pour faire progresser l'amélioration continue des autres installations.

3.3 Inspections des centrales nucléaires du Canada par la CCSN

Dans la période qui a suivi immédiatement l'événement de Fukushima, le personnel de la CCSN sur place à chaque centrale nucléaire a effectué des visites d'inspection des centrales nucléaires canadiennes pour vérifier la préparation des titulaires de permis aux urgences attribuables à des dangers d'origine externe et à des accidents graves afin de rassurer la Commission et les Canadiens que certains aspects qui avaient contribué aux événements qui se sont produits au Japon ont été vérifiés spécifiquement. Ces aspects comportaient ce qui suit :

- séismes :
 - état de préparation de la salle de commande secondaire et des aires de circulation sismique
 - disponibilité des manuels et des procédures
- incendie :
 - confirmation de la surveillance de l'effectif minimal¹¹ pendant les quarts de travail
 - arrangements visant le soutien par des ressources de l'extérieur
- disponibilité et état des alimentations de secours
- allumeurs d'hydrogène :
 - essais périodiques afin de vérifier leur disponibilité
- piscines de stockage de combustible usé :
 - état de préparation des composants et équipements
 - approvisionnement et disponibilité d'eau de remplacement et de sources froides¹²
 - vérification des alarmes de débit, de température et d'éventage

Ces informations ont été communiquées à la Commission le 30 mars 2011 dans le document [CMD 11-M15 *Séance d'information du personnel de la CCSN : CMD 11-M15 – 30 mars 2011 : Centrale nucléaire de Fukushima : conception des réacteurs et résumé des événements*](#) [10]. Aucune conclusion notable n'a été formulée et aucune demande n'a été communiquée aux titulaires de permis suite à ces inspections.

¹¹ L'effectif minimal désigne le nombre minimal d'employés qualifiés qui doivent être présents pour garantir que les activités autorisées peuvent être effectuées de manière sécuritaire.

¹² Une source froide est un élément où évacuer l'excès de chaleur. Elle comporte l'équipement et les fluides requis pour transporter la chaleur de sa source (c.-à-d. le combustible nucléaire) jusqu'à la source froide (p. ex. l'atmosphère ou une grande étendue d'eau).

Le personnel de la CCSN a aussi vérifié que les titulaires de permis ont pris les mesures appropriées au sujet des points suivants :

- capacité des équipements installés et des procédures connexes à atténuer les conditions qui résultent des accidents hors dimensionnement
- capacité des mesures visant à atténuer les conditions résultant de l'interruption de l'alimentation des centrales¹³, y compris la robustesse de l'alimentation de secours et des groupes électrogènes d'urgence
- capacité d'atténuer les conséquences des événements externes qui pourraient mener à des accidents hors dimensionnement
- identification des équipements importants requis pour atténuer les conséquences des événements externes
- identification de tout scénario potentiel qui pourrait compromettre les fonctions de ces équipements pendant des séismes.
- capacité des tranches de diminuer la puissance du réacteur pour l'adapter à la demande du poste électrique après l'interruption de l'alimentation extérieure, durée de l'alimentation à batteries et alimentation en combustible des génératrices d'urgence.

Tel qu'il a été signalé le 8 juin 2011 à la Commission dans le document CMD 11-M30, *Rapport d'étape sur les centrales nucléaires* [11], le personnel de la CCSN est satisfait des mesures à court terme qui ont été prises par les titulaires de permis.

3.4 Groupe de travail de la CCSN

Le Groupe de travail de la CCSN sur Fukushima [12] a été établi pour évaluer les répercussions aux plans opérationnel, technique et réglementaire de l'événement nucléaire survenu en 2011 à Fukushima Daiichi sur les centrales nucléaires canadiennes. Il a aussi reçu le mandat d'examiner les réponses des titulaires de permis d'exploitation de centrale nucléaire à la requête rédigée en vertu du paragraphe 12(2). Le président du Groupe de travail s'est vu confié la tâche de rapporter les résultats de l'examen au premier vice-président et chef, Réglementation des opérations de la CCSN.

Le mandat du Groupe de travail était le suivant :

- examiner les documents soumis par les titulaires de permis, qui ont reçu l'ordre, en vertu du paragraphe 12(2), de réexaminer les dossiers de sûreté de leurs centrales nucléaires respectives, la défense en profondeur sous-jacente par rapport aux dangers externes, les accidents graves et la préparation aux situations d'urgence
- évaluer les renseignements de nature technique et opérationnelle disponibles découlant de l'événement survenu à la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi et en tirer des leçons générales
- formuler des recommandations sur l'adoption de mesures à court et à long terme afin de régler tout écart relativement aux réacteurs CANDU et recommander si des modifications à la conception et à l'exploitation, y compris des travaux de recherche, sont nécessaires.

¹³ « Panne de centrale » s'entend officiellement de l'interruption de l'alimentation normale et de l'alimentation de secours c.a., mais pas de l'interruption de l'alimentation d'urgence. Dans le présent rapport, l'interruption de l'alimentation d'urgence est aussi prise en compte. Le réseau électrique et les génératrices de la turbine principale de la centrale fournissent l'alimentation en c.a. normale. L'alimentation de secours est assurée par diverses génératrices de secours, et l'alimentation d'urgence par des génératrices indépendantes.

- déterminer les priorités pour la mise en œuvre des mesures correctives découlant des leçons apprises et la nécessité d'un examen plus poussé
- formuler des recommandations, s'il y a lieu, concernant les modifications potentielles aux exigences réglementaires de la CCSN, aux programmes d'inspection et aux politiques pour les réacteurs CANDU actuels et les nouvelles constructions

Le Groupe de travail de la CCSN a préparé les *Critères de l'examen de sûreté des centrales nucléaires* [13] afin de définir des critères mesurables pour chaque domaine de l'évaluation.

Le Groupe de travail de la CCSN a rencontré les titulaires de permis à diverses reprises afin de préciser les attentes de la CCSN.

4 Réaction internationale

La réaction à l'échelle internationale des organismes, exploitants et responsables de la réglementation dans le domaine nucléaire a été de tenter de tirer toutes les leçons fondamentales des événements qui se sont produits à Fukushima. Le Groupe de travail de la CCSN a communiqué régulièrement avec d'autres organismes responsables de la réglementation et a suivi les travaux de la collectivité internationale jusqu'à présent et le personnel de la CCSN continuera d'examiner les constatations des autres organisations à mesure qu'elles seront disponibles.

4.1 Examen des mandats des groupes de travail internationaux

Les membres du Groupe de travail de la CCSN ont suivi les démarches entreprises par certains des groupes de travail internationaux choisis. Les mandats des groupes de travail sélectionnés ont été examinés pour aider à la validation de la démarche du Groupe de travail de la CCSN. Les groupes de travail internationaux choisis étaient ceux de la United States Nuclear Regulatory Commission (NRC des États-Unis) [14] et de la Western European Nuclear Regulators' Association (WENRA) [15].

Le Groupe de travail de la CCSN a conclu que les trois groupes de travail avaient tous des mandats généraux semblables. La démarche adoptée par la WENRA a constitué la base de nombreux examens qui ont été effectués dans le monde.

La WENRA a élaboré une démarche fondée sur les techniques de conception et d'analyse de la sûreté. Une des principales forces de cette approche est qu'elle produit une évaluation détaillée et systématique de l'évolution d'un accident qui prend en compte les défaillances successives des mesures d'atténuation, et aussi, qu'elle identifie les éléments principaux de la chronologie et les points où la situation peut se précipiter irrémédiablement¹⁴.

La prise en compte d'accidents qui se sont produits dans plusieurs réacteurs d'une même centrale est mentionnée explicitement par la WENRA, mais on accorde peu d'importance à cet aspect. Le Groupe de travail de la CCSN a accordé plus d'importance aux incidents touchant les réacteurs multitranches parce que les centrales CANDU multitranches partagent des parties d'enceintes de confinement.

¹⁴ Une situation où la gravité d'un accident augmente fortement en raison d'un petit changement de conditions. Cela peut être causé par des changements de l'ordre de grandeur d'un événement ou des changements dans la manière dont une centrale réagit. Par exemple, une petite variation de la hauteur des vagues peut entraîner de grands changements d'état si la vague passe par-dessus les défenses côtières (p. ex. une digue).

L'examen effectué par la NRC des États-Unis était axé sur le degré d'adéquation de ses propres exigences réglementaires et celles-ci ne prenaient pas en compte (à cette étape) l'information provenant des titulaires de permis.

Lorsque la comparaison ci-dessus a été achevée, le European Nuclear Safety Regulators Group (ENSREG) a publié sa spécification « d'épreuves sous contrainte » [16]. Cette spécification était étroitement basée sur les épreuves sous contrainte de la WENRA et ne modifie en rien les constatations de l'examen du Groupe de travail de la CCSN.

Le Groupe de travail de la CCSN conclut que le mandat de la CCSN et les *Critères de l'examen de sûreté des centrales nucléaires* concordent de manière générale avec les démarches adoptées par les groupes de travail internationaux et tiennent compte des domaines importants identifiés ci-dessus.

4.2 Premiers résultats des travaux des groupes de travail internationaux

La plupart des responsables de la réglementation et des organisations du secteur nucléaire ont préparé ou préparent des rapports sur les leçons retenues. Les rapports choisis qui ont été disponibles à temps pour qu'on puisse en tenir compte ont été examinés et leurs constatations ont été évaluées pour aider à vérifier que l'évaluation réalisée par le Groupe de travail de la CCSN est complète. Il est à noter que de nombreux autres rapports seront éventuellement disponibles. Ils seront examinés par le personnel de la CCSN, mais pas dans le contexte du présent rapport.

Un des premiers rapports publiés, et un des plus complets, est le rapport que le Japon a soumis à la Conférence ministérielle de l'AIEA sur la sûreté nucléaire [1]. Le Groupe de travail s'est fortement basé sur ce rapport pour comprendre l'accident et la réaction du Japon. La section de ce document ci-dessous examine d'autres leçons importantes relevées dans d'autres rapports de la communauté internationale.

Les plus importantes leçons retenues du point de vue canadien sont discutées ci-dessous, avec leur degré d'importance. Des renvois aux sections correspondantes de ce rapport sont fournis dans le cas de chaque leçon.

4.2.1 Identification et ordre de grandeur des risques externes

Le gouvernement du Japon considère que la cause fondamentale de l'accident à Fukushima Daiichi a été une mauvaise évaluation de l'ordre de grandeur approprié du risque de tsunami.

Tous les événements externes (et non seulement les risques de séisme et de tsunami) pertinents pour les centrales nucléaires canadiennes doivent être identifiés et il faut vérifier le choix de l'ordre de grandeur de ces événements. Les événements externes sont évalués à la section 6.1.

4.2.2 Alimentations électriques diversifiées

L'alimentation des tranches 1 à 4 de Fukushima Daiichi par le réseau électrique a été interrompue et les génératrices diesel d'urgence ont été inondées. Les génératrices diesel d'urgence refroidies à l'air étaient probablement en état de fonctionner, mais elles n'ont pas pu être utilisées parce que les appareillages de commutation électrique avaient été inondés. Il ne suffit pas de disposer de sources d'alimentation électrique : tout l'ensemble des équipements d'extraction de la chaleur du réacteur ou des piscines de stockage de combustible usé, jusqu'à la dernière source froide, doit être en état de fonctionner.

Les centrales nucléaires canadiennes et la plupart des nouvelles conceptions de réacteurs proposées font appel à des systèmes de sûreté actifs¹⁵ pour assurer le refroidissement à long terme du cœur. Leur fonctionnement exige une alimentation électrique.

Un examen des conséquences de l'interruption des alimentations électriques et des délais dans lesquels elles doivent être rétablies est présenté à la section 6.3.

4.2.3 Moyens de refroidissement du combustible diversifiés

La tranche 1 de Fukushima Daiichi n'a pu maintenir le refroidissement du cœur que pendant environ 1,6 heure après l'interruption de toutes les alimentations électriques. Les tranches 2 et 3 disposaient d'une source d'appoint de caloporteur entraînée par la vapeur (ne comportant pas de pompes électriques) et elles ont respectivement maintenu le refroidissement du cœur pendant 70 et 36 heures, mais elles n'ont pas été en mesure de prévenir l'endommagement du cœur.

Les centrales nucléaires canadiennes et la plupart des conceptions proposées pour de nouvelles centrales nucléaires font appel au refroidissement actif du réacteur, des enceintes de confinement et des piscines de stockage de combustible usé (combustible irradié). Toutes les conceptions comportent une certaine capacité de refroidissement passif. La durée efficace des diverses sources froides varie d'une conception à l'autre.

L'interruption du refroidissement des piscines de stockage de combustible usé représente généralement une moindre préoccupation que le refroidissement du cœur car on dispose de plus longs délais avant la surchauffe du combustible. Mais les solutions de refroidissement de remplacement des piscines de stockage de combustible peuvent être moins nombreuses que pour le cœur, c'est pourquoi cette question demeure importante.

La section 6.3 présente un examen de la fonction de refroidissement, des conséquences de leur non-disponibilité et des délais disponibles pour leur refroidissement.

4.2.4 Prévention des explosions d'hydrogène

Il est nécessaire de disposer de moyens d'atténuation adéquats à tous les emplacements où l'hydrogène peut s'accumuler afin de prévenir les explosions. La conception de Fukushima Daiichi avait prévu que l'hydrogène qui serait produit dans des accidents graves serait neutralisé en remplissant l'enceinte de confinement primaire d'azote afin qu'il n'y ait pas d'oxygène disponible pour la combustion de l'hydrogène. Toutefois, l'hydrogène produit par les cœurs endommagés s'est infiltré à partir de l'enceinte de confinement primaire ou par les gaines du système d'éventage et s'est accumulé dans l'enceinte de confinement secondaire. Il n'y avait aucun dispositif d'atténuation des risques liés à l'hydrogène dans l'enceinte de confinement secondaire. Dans cette dernière, l'hydrogène s'est mélangé à l'air et a produit un mélange explosif qui s'est par la suite allumé, ce qui a accru les dommages.

Les réacteurs CANDU comportent des moyens de compenser leur grand inventaire de zirconium comparativement à d'autres genres de réacteurs. Les dispositifs d'atténuation du risque lié à l'hydrogène sont évalués aux sections 6.3 et 6.4.

¹⁵ Le refroidissement actif fait appel à de l'équipement exigeant une source d'énergie externe, comme de l'électricité. Le refroidissement passif fait appel aux forces naturelles comme la gravité.

4.2.5 Éventage des enceintes de confinement

Les réacteurs de Fukushima Daiichi comportaient un système d'éventage afin de protéger le confinement des surpressions. Son fonctionnement a posé problème en raison de la coupure de l'alimentation électrique et on a signalé quelques périodes de surpression. Toutefois, ce système semble avoir réussi à prévenir des défaillances majeures des enceintes de confinement causées par les surpressions. Les fuites du système d'éventage (qui sont peut-être dues au séisme) ont probablement contribué à la fuite d'hydrogène qui a mené aux explosions qui se sont produites dans l'enceinte de confinement secondaire.

L'évacuation contrôlée des gaz des enceintes de confinement peut protéger les enceintes des surpressions pendant les accidents hors dimensionnement. Par ailleurs, un filtrage des produits de fission aussi poussé que ce qui est pratique est important pour réduire la dose à laquelle la population serait exposée.

Les réacteurs CANDU multitranches sont conçus de manière à présenter une pression négative, ce qui est réalisé au moyen d'un grand bâtiment sous pression négative doté d'un système d'éventage avec filtrage. Ce genre de construction peut être efficace pour limiter les rejets de matière radioactive dans les cas d'accidents de dimensionnement car toute fuite a lieu dans une enceinte de confinement. Toutefois, ces systèmes ne sont pas conçus pour prendre en charge les grands volumes de gaz qui peuvent être générés par un accident grave. De plus, l'éventage contrôlé de l'enceinte de confinement pour maintenir à long terme une pression négative après un accident grave exige une alimentation électrique.

Les dispositifs d'éventage des enceintes de confinement et de leur capacité de fonctionnement figurent aux sections 6.3 et 6.4.

4.2.6 Protection des équipements essentiels

À la centrale de Fukushima Daiichi, le tsunami a rendu inutilisables les équipements liés à la sûreté, en particulier les alimentations électriques.

Les services essentiels peuvent être protégés des risques externes et des événements internes en séparant les équipements redondants (notamment les modes de séparation verticaux), en assurant leur protection matérielle (p. ex. au moyen de cloisons coupe-feu ou de salles étanches) ou par durcissement des équipements¹⁶ (p. ex. afin que l'équipement reçoive la qualification environnementale).

L'atténuation des accidents hors dimensionnement et la gestion des accidents graves sont évaluées aux sections 6.3 et 6.4.

4.2.7 Défis que posent les centrales nucléaires comportant plusieurs tranches

L'accident de Fukushima a mis en évidence le fait que les centrales nucléaires comportant plusieurs tranches présentent des défis uniques et qu'on devrait particulièrement tenir compte des défaillances de cause commune dans le cas de ces centrales.

¹⁶ Les équipements peuvent être « durcis » au moyen de matériaux appropriés et d'une conception prudente pour qu'ils résistent à des conditions difficiles.

Les événements touchant les réacteurs CANDU peuvent être complexes et poser des défis majeurs. L'intégrité des confinements des centrales multitranches devrait être assurée au moyen de dispositifs d'éventage adéquats. Les risques d'explosion d'hydrogène et leurs conséquences devraient faire l'objet d'une attention particulière dans le cas des centrales multitranches et les systèmes d'atténuation du risque requis devraient être mis en place de manière adéquate aux emplacements appropriés.

D'autres aspects importants des centrales nucléaires comportant plusieurs tranches qui doivent être pris en compte sont :

- la disponibilité de ressources humaines et matérielles suffisantes dans l'éventualité d'un accident grave qui toucherait simultanément toutes les tranches et l'efficacité d'ensemble du système de gestion des accidents graves (SGAG)
- le partage d'équipements
- le calcul et la maîtrise des termes sources potentiels¹⁷
- l'incidence sur les plans de mesures d'urgence

Les défis que représentent les centrales nucléaires comportant plusieurs tranches sont étudiés plus en détail aux sections 6.3 à 6.5.

4.2.8 Gestion efficace des accidents graves

Des mesures de gestion des accidents étaient disponibles à la centrale de Fukushima Daiichi, mais elles n'ont été que partiellement fructueuses en raison de nombreux facteurs, pour la plupart attribuables à l'échelle des dommages.

Des obstacles s'opposeront probablement à la gestion des accidents graves après un événement externe grave en raison des dommages résultants sur place ou de l'interruption des services fournis par les infrastructures essentielles hors site. Les obstacles spécifiques seront fonction de la nature de l'événement.

Des obstacles additionnels propres aux installations multitranches pourraient se poser si une ou plusieurs tranches sont endommagées. Cela pourrait entraîner des difficultés d'accès ou imposer des contraintes additionnelles au personnel.

Une gestion efficace des accidents exige que l'équipement soit disponible, qu'il soit déjà installé, disponible sur place ou disponible hors site, selon ce qui est approprié. L'équipement doit être entretenu et contrôlé de manière à avoir une confiance raisonnable qu'il fonctionnera lorsque requis. Des lignes directrices relatives à la gestion des accidents doivent être préparées et le personnel doit avoir reçu la formation requise pour les mettre en œuvre. Par ailleurs, on doit disposer du personnel requis pour voir appliquer ces lignes directrices. La vérification des lignes directrices devrait tenir compte de l'environnement probable dans lequel les opérateurs de la centrale travailleront (p. ex. champ de rayonnement, systèmes de la centrale endommagés) et offrir diverses options lorsque c'est possible (p. ex. identification de points d'injection d'eau ou de points de raccordement électrique de remplacement). La pérennité de l'instrumentation essentielle devrait être évaluée afin de pouvoir garantir dans une mesure raisonnable que l'instrumentation essentielle sera disponible pour guider les actions des opérateurs.

La gestion des accidents graves est évaluée à la section 6.4.

¹⁷ Un terme source est la quantité et la composition isotopique des matières rejetées (ou qu'on suppose être rejetées) par une installation.

4.2.9 Intervention d'urgence

Le séisme, le tsunami et l'accident nucléaire ultérieur ont exercé des pressions énormes sur la capacité d'intervention d'urgence du Japon, de la préfecture de Fukushima et de l'exploitant de la centrale nucléaire.

Les séismes et tsunamis majeurs ne constituent pas des menaces crédibles pour les centrales nucléaires canadiennes. Néanmoins, certains dangers (p. ex. une tempête de verglas ou des chutes de neige très importantes) ou d'autres événements (comme les explosions et les tornades) peuvent produire des dommages considérables dans un secteur. Les mesures d'urgence doivent pouvoir réagir à tous les événements crédibles.

L'efficacité des mesures d'urgence est fondée sur des rôles et responsabilités définis et sur des voies de communication. L'information doit être à la disposition des personnes qui en ont besoin en temps opportun, qu'il s'agisse des conséquences des accidents ou de lignes directrices claires visant les mesures de protection. Les communications être planifiées en tenant compte de tous les intervenants, sur les plans local, national et international.

Les interventions d'urgence sont évaluées à la section 6.5 (pour les responsabilités des titulaires de permis) et à la section 7 (pour les responsabilités aux niveaux fédéral, provincial et municipal).

4.2.10 Infrastructure législative et réglementaire

Le gouvernement du Japon a considéré que l'accident de Fukushima a révélé des faiblesses de l'infrastructure législative et réglementaire et du cadre réglementaire du Japon, ce qui a mené à la constitution d'un nouvel organisme de réglementation indépendant du ministère de l'Économie, du Commerce et de l'Industrie. Certains domaines n'étaient pas visés par des exigences réglementaires, ou encore ces dernières n'étaient pas obligatoires. Certains éléments du dossier de sécurité des centrales nucléaires n'avaient reçu que très peu d'attention.

Le cadre réglementaire et les processus de réglementation du Canada sont évalués à la section 8.

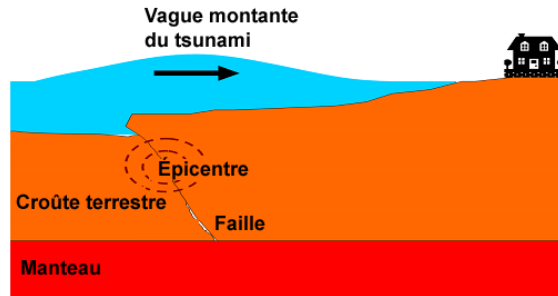
5 Comparaison des risques externes au Canada et au Japon

Le profil des risques externes du Canada est différent de celui du Japon. Le tsunami produit par le séisme de magnitude 9,0 a été la cause directe de l'accident de Fukushima. Les sections ci-dessous ont été rédigées avec la collaboration d'employés de la Commission géologique du Canada et elles traitent de la carte des risques de séisme et de tsunami pour le Canada. Les autres risques spécifiques pris en compte dans la conception des centrales nucléaires sont abordés à la section 6.1 du présent rapport.

5.1 Profil de risque de tsunami au Canada

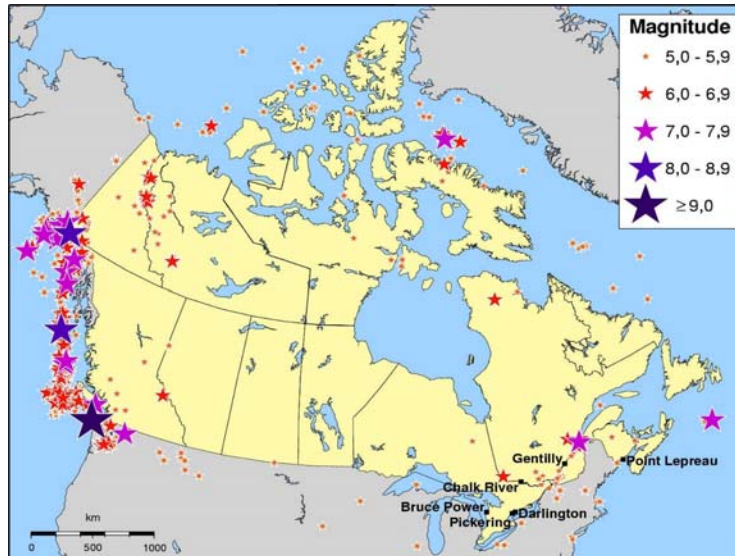
Un séisme souterrain majeur peut déplacer le plancher océanique, produisant un tsunami qui se propage depuis la source, comme le montre la figure 5-1. Les tsunamis destructeurs causés par des séismes sont des événements rares au Canada. C'est sur la côte du Pacifique (côte Ouest) du pays que le risque de tsunami est le plus grand en raison de la forte incidence des séismes dans cette région.

Figure 5-1 Production d'un tsunami



Le plus souvent, les tsunamis, y compris les plus récents qui ont eu lieu au Japon, sont générés par des séismes de subduction¹⁸, y compris le récent tsunami au Japon. La côte du Pacifique est exposée aux risques posés par les zones de subduction locales et distantes. La distribution des séismes de magnitude supérieure à 5,0 au Canada est présentée à la figure 5-2. Il est à noter que la figure montre le séisme de Cascadia, qui a eu lieu au XVIII^e siècle et dont la magnitude a été estimée à 9,0 environ. Les autres données sont plus récentes.

Figure 5-2 Séismes de magnitude supérieure à 5,0



¹⁸ Dans le processus de subduction, une des plaques tectoniques qui constituent la croûte terrestre se déplace sous une autre. Les zones de subduction sont associées à une activité sismique et volcanique élevée.

Le risque qu'un tsunami puisse toucher une centrale nucléaire au Canada est décrit ci-dessous pour chacune des centrales.

5.1.1 Bruce, Darlington et Pickering

Les centrales de Bruce, Darlington et Pickering sont situées dans la région des Grands Lacs du Canada. Le risque de tsunami dans les Grands Lacs est très faible. Les Grands Lacs longent le Bouclier canadien, une région géologiquement stable au centre du continent, et où la fréquence des séismes suffisamment intenses pour générer des tsunamis est négligeable.

5.1.2 Gentilly-2

La centrale Gentilly-2 est située dans la vallée du fleuve Saint-Laurent. Il n'existe aucune preuve historique d'un tsunami dans cette région. Des scientifiques ont fait l'hypothèse (à des fins différentes) d'un éventuel tsunami dans l'estuaire du Saint-Laurent, et ils l'ont modélisé [17]. Un séisme de magnitude 7 pourrait provoquer une déformation de la surface d'environ 2 mètres dans la région du Saint-Laurent. Ce mouvement du sol générerait un tsunami très localisé, d'une amplitude comprise entre 2 et 4 mètres environ. Toutefois, Gentilly-2 est à une certaine distance des régions où se sont déjà produits des événements importants (à plus de 100 km des régions actives de Charlevoix et de l'ouest du Québec). La zone sismique de Charlevoix est la plus susceptible de générer des séismes de magnitude 7,0 pouvant créer des petits tsunamis dans le Saint-Laurent, mais la possibilité qu'un tel tsunami atteigne Gentilly-2 est très faible.

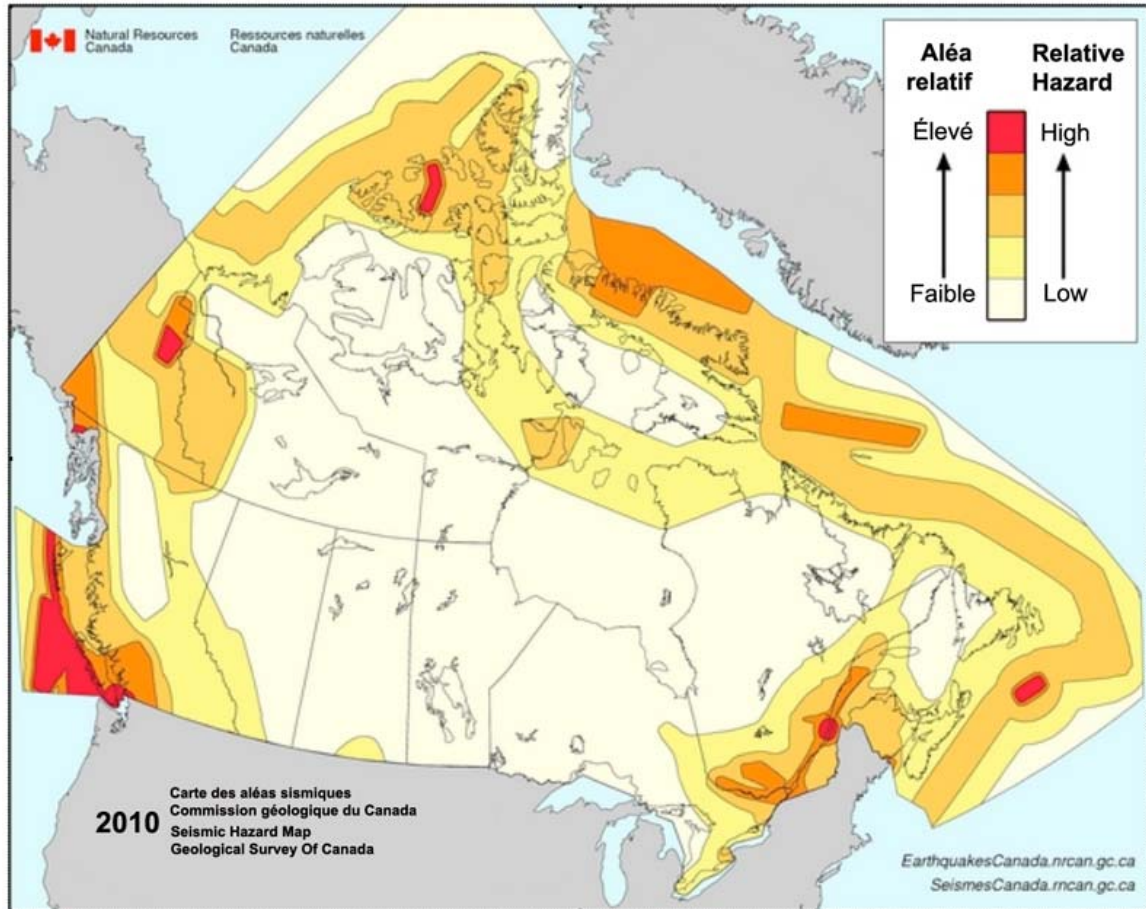
5.1.3 Point Lepreau

La centrale de Point Lepreau est située du côté de l'Atlantique canadien, dans la baie de Fundy. Il existe plusieurs sources de tsunamis potentiels pour ce site. Tout d'abord, il y a un risque de tsunamis transatlantiques. Le grand séisme de Lisbonne en 1755 a généré des vagues destructrices, mais elles avaient perdu beaucoup d'amplitude lorsqu'elles ont atteint la côte Est de l'Amérique du Nord. Il est possible aussi que des séismes locaux dans la baie de Fundy et la baie de Passamaquoddy génèrent des tsunamis. Il n'y a cependant aucune preuve connue d'un tel événement; la probabilité qu'un séisme important dans cette région génère un tsunami local est jugée très faible. En outre, la Nouvelle-Écosse offre, en raison de son emplacement géographique, une certaine protection contre un tsunami pouvant frapper Point Lepreau depuis l'Atlantique parce qu'elle agirait comme une zone tampon partielle.

5.2 Carte des aléas sismiques au Canada

La carte simplifiée suivante est une représentation qualitative des aléas sismiques au Canada. Le risque pour chaque centrale nucléaire est présenté ci-dessous.

Figure 5-3 Carte des aléas sismiques au Canada



5.2.1 Pickering

Pickering est située dans une région d'aléas sismiques faibles à modérés.

La centrale de Pickering est située dans la région sismique du sud des Grands Lacs. Au cours des 25 dernières années, on a enregistré en moyenne de cinq à six séismes de magnitude 2,5 ou plus dans la région chaque année. Trois événements de magnitude moyenne (magnitude 5,0) ont eu lieu dans la région au cours des 250 dernières années, tous dans la partie limitrophe du nord des États-Unis. Ces trois tremblements de terre ont été largement ressentis dans le sud de l'Ontario, mais n'ont pas causé de dommages structuraux majeurs dans cette province.

Dans la région de Pickering, on a étudié par forage une faille active possible et on a déterminé qu'elle était le résultat de l'action glaciaire. La faille ne présente aucune menace sismique supplémentaire.

5.2.2 Darlington

Darlington est située dans une région d'aléas sismiques faibles à modérés. Les détails sont identiques à ceux de Pickering.

5.2.3 Bruce

Bruce est située dans une région d'aléas sismiques faibles.

Au cours des 25 dernières années, on a enregistré seulement trois séismes de magnitude 2,5 ou plus dans un rayon de 100 km de la centrale. Des séismes modérés (de magnitude 5 à 6) se sont produits à plus grande distance (plus de 300 km) dans le nord des États-Unis et l'ouest du Québec. Aucun de ces événements n'a généré de secousses importantes sur le site de Bruce.

5.2.4 Gentilly-2

La centrale Gentilly-2, à Bécancour, au Québec, est dans une région d'aléas sismiques modérés.

Cette centrale est située dans la vallée du Saint-Laurent, dans une région où l'activité sismique est modérée. Selon les documents historiques décrivant les séismes dans l'Est du Canada, la plupart des séismes se sont produits à l'est de Québec et près de Montréal et il y a eu moins d'activité entre ces deux endroits. Les travaux passés de la Commission géologique du Canada montrent néanmoins que malgré ces données historiques, il est possible qu'un séisme important se produise près de Gentilly-2, car :

- les systèmes de faille le long du fleuve Saint-Laurent sont les mêmes partout
- les petits tremblements de terre semblent se concentrer sur ces failles

Les études de la géologie du site ont montré qu'il n'y a pas de faille tectonique sous celui-ci.

5.2.5 Point Lepreau

La centrale de Point Lepreau est située dans une région d'aléas sismiques faibles à modérés.

Elle se trouve dans la zone sismique du nord des Appalaches qui inclut la majeure partie du Nouveau-Brunswick et se prolonge en Nouvelle-Angleterre jusqu'à Boston. Une série de séismes importants a eu lieu en 1982 (le plus important était d'une magnitude de 5,6, dans les hautes terres de Miramichi à 200 km au nord de la centrale) et a été suivie de nombreuses répliques. La zone connaît également une activité sismique continue de faible intensité, et de nombreux séismes plus importants par le passé ont frappé le Nouveau-Brunswick. La source d'activité sismique la plus proche est située dans la baie de Passamaquoddy, à 50 km à l'ouest de Point Lepreau. Une série de séismes modérés a eu lieu à cet endroit au XIX^e siècle et début du XX^e siècle. Le plus important séisme enregistré avait une magnitude de 5,7 en 1904.

5.3 Autres risques externes

On considère que les centrales nucléaires canadiennes peuvent résister à un grand nombre de risques externes spécifiques à chaque site. Ces risques comprennent les inondations, les vents extrêmes, les conditions météorologiques extrêmes, y compris les tempêtes de neige et de verglas, les risques associés au transport, etc. Ces évaluations des risques et des centrales nucléaires sont traitées à la section 6.1 du rapport.

6 Examen de la sûreté des centrales nucléaires canadiennes

La CCSN délivre des permis aux centrales nucléaires canadiennes sur la base de rapports de sûreté exhaustifs et d'analyses supplémentaires qui montrent que la conception d'une installation respecte les exigences et les attentes réglementaires, et que les systèmes, les plans et les programmes nécessaires à une exploitation sûre sont bien en place. Les nouvelles analyses, comme celles présentées à l'appui des modifications ou des nouveaux résultats de recherche, sont intégrées aux rapports de sûreté et aux analyses connexes. Pour garantir qu'elles sont réalisées, les permis de centrale nucléaire exigent des titulaires qu'ils mettent à jour les rapports à tous les trois ans et les soumettent à un examen réglementaire. En outre, la CCSN exige que chaque titulaire effectue un examen intégré de la sûreté (EIS) (qui comprend une comparaison avec les normes modernes) pour établir la portée des activités de remise à neuf.

Les rapports de sûreté comprennent l'évaluation du concept sous-jacent de défense en profondeur pour la mise en œuvre efficace de systèmes de sûreté dans la conception de l'installation.

La défense en profondeur compte cinq niveaux :

- la prévention des anomalies de fonctionnement et des défaillances
- le contrôle des anomalies de fonctionnement et la détection des défaillances
- le maintien des accidents dans les limites fixées à la conception
- la maîtrise des situations graves dans les centrales par la prévention de la progression des accidents et l'atténuation des conséquences des accidents graves
- l'atténuation des conséquences radiologiques des rejets importants de matières radioactives

Le concept de défense en profondeur est fondé sur l'importance qui est accordée aux caractéristiques de sûreté inhérentes du réacteur, ainsi que sur les données provenant des analyses déterministes et probabilistes de sûreté qui servent à évaluer et à optimiser la conception générale de la centrale. En principe, l'application du concept de défense en profondeur garantit la prévention et le contrôle des incidents et des accidents à plusieurs niveaux d'ingénierie et de procédures en vue d'assurer l'efficacité de la protection fournie par les barrières physiques contre les rejets de matières radioactives.

En réponse à l'accident de Fukushima Daiichi, le secteur nucléaire canadien et l'organisme de réglementation cherchaient à s'assurer que la base de sûreté ci-dessus reste valable à la lumière des leçons apprises. Comme il est indiqué à la section 3.1, le 17 mars 2011, le personnel de la CCSN a adressé une requête à l'intention des titulaires de permis, en vertu du paragraphe 12(2) du *Règlement général sur la sûreté et la réglementation nucléaires*, leur demandant d'examiner les leçons initiales tirées du séisme au Japon.

Cette section du rapport du Groupe de travail de la CCSN présente une évaluation des réponses des titulaires de permis de centrales à la requête envoyée en vertu du paragraphe 12(2). Les réponses sont évaluées selon les *Critères de l'examen de sûreté des centrales nucléaires* [13], publiés par le Groupe de travail de la CCSN en juin 2011. Ces critères excèdent, de façon générale, les conditions et les attentes du cadre de réglementation actuel de la CCSN. Les constatations de l'examen du Groupe de travail de la CCSN se rattachent exclusivement aux leçons tirées de l'accident de Fukushima. Chaque sous-section ci-dessous présente les résultats des examens spécifiques. À la section 10 du présent rapport, ces résultats d'examen sont intégrés pour fournir un aperçu concis des domaines perfectibles relevés par le Groupe de travail de la CCSN.

6.1 Risques externes

L'examen de la sûreté permet de s'assurer que les risques externes sont prévus dans les dossiers de sûreté des réacteurs. Les événements pris en compte sont spécifiques à chaque site et comprennent les séismes, les incendies, les inondations, les phénomènes météorologiques extrêmes et les événements causés par l'homme (p. ex. une explosion). Le Groupe de travail de la CCSN a vérifié notamment que des magnitudes appropriées ont été prises en considération lors des analyses de dimensionnement et hors dimensionnement des risques externes. Dans de nombreux cas, les titulaires de permis n'ont pas justifié les magnitudes sélectionnées pour les risques hors dimensionnement. Ce point est discuté plus loin.

Les conséquences prévisibles prises en compte comprennent des événements externes (p. ex. le blocage de la prise d'eau de refroidissement, causé par des conditions météorologiques violentes) et des événements internes (p. ex. un incendie ou un petit accident de perte de réfrigérant¹⁹ attribuable à une petite brèche, causée par un séisme).

6.1.1 Analyses de dimensionnement originales

Toutes les centrales nucléaires canadiennes sont pourvues de réacteurs CANDU. Le parc de réacteurs CANDU actuel a été conçu et construit entre les années 1960 et 1980. Leur conception était fondée sur les normes en vigueur à l'époque. Dans les premières centrales nucléaires (Pickering-A et Bruce-A), on n'a pas considéré toute la gamme d'événements externes de dimensionnement. Les critères de dimensionnement s'appuyaient sur les guides de conception et le jugement technique.

Pour certaines centrales conçues ultérieurement dans cette période (Pickering-B, Darlington, Bruce-B, Gentilly-2 et Point Lepreau), on a tenu compte des événements externes de dimensionnement comme les séismes de référence (généralement basés sur une période de récurrence de 1 000 ans), les inondations (pluie ou niveaux d'eau de référence, généralement avec une période de récurrence de 100 ans pour les événements les plus importants) et les vents violents, avec des portées généralement limitées. Les magnitudes des événements externes prises en compte pour la conception sont en conformité avec les normes applicables au moment de la délivrance des permis d'origine, mais en deçà des meilleures pratiques internationales modernes. L'analyse intégrée de la sûreté effectuée avant la remise à neuf d'une centrale garantit que la centrale nucléaire est évaluée en fonction de normes modernes. Des mises à niveau sont effectuées lorsqu'il est raisonnable sur le plan pratique de les effectuer. Néanmoins, le Groupe de travail de la CCSN estime que les titulaires devraient relever les incohérences entre le dimensionnement original et les magnitudes correspondantes des dangers externes et des meilleures pratiques, et montrer la manière dont les lacunes sont comblées.

Comme l'explique la section 5, le parc de réacteurs CANDU est situé bien à l'intérieur de la plaque tectonique nord-américaine et aucune centrale ne se trouve à proximité d'une frontière de plaques tectoniques de subduction, comme c'est le cas au Japon. La frontière de plaque tectonique la plus proche est la dorsale médio-atlantique. Au Canada, les centrales nucléaires sont situées dans des zones de risque sismique plus faible que la centrale de Fukushima.

Toutes les centrales nucléaires canadiennes, sauf celle de Point Lepreau, sont à proximité de lacs et de rivières et ne sont pas soumises à un risque de tsunami. En se basant sur une évaluation scientifique des dangers de tsunami, Énergie NB a conclu que le tsunami maximal crédible est

¹⁹ Un accident de perte de réfrigérant se produit lorsqu'une rupture du circuit primaire de caloporteur laisse fuir du réfrigérant du réacteur dans l'enceinte de confinement.

plus faible qu'une onde de tempête créée par un ouragan. Cette onde de tempête, combinée avec une marée haute et les vagues générées par les grands vents, n'atteint pas le niveau de la centrale. Le personnel de la CCSN accepte cette évaluation.

Comme condition préalable aux projets de remise à neuf, des EIS ont été réalisés pour Point Lepreau, Gentilly-2 et Bruce-A et des examens semblables ont été effectués à Pickering. Certaines centrales nucléaires ont été réévaluées en fonction des risques externes, en particulier les aléas sismiques. Des évaluations des marges de sûreté sismique (EMS) (ou EMS probabilistes fondées sur l'évaluation de la sûreté) ont été réalisées pour évaluer la marge de sûreté basée sur les séismes ayant une période d'occurrence de 10 000 ans. D'autres risques externes, y compris les inondations et les vents violents, ont aussi été évalués et certaines améliorations ont été mises en œuvre. Les centrales nucléaires qui ont été réévaluées dans le cadre des activités de remise à neuf ont fait l'objet d'un examen des risques externes et leur dimensionnement est, dans la mesure du possible, plus conforme aux normes et pratiques modernes.

6.1.2 Études probabilistes de la sûreté

Actuellement, tous les titulaires de permis de centrale nucléaire sont tenus d'effectuer une EPS de niveau 2 spécifique pour leur site²⁰ afin de répondre aux normes réglementaires du document S-294 de la CCSN, *Études probabilistes de sûreté (EPS) pour les centrales nucléaires* [18]. Cette norme exige un examen de tous les événements internes et risques externes dans l'EPS. Les titulaires doivent effectuer une EPS couvrant les incendies, les inondations et les séismes en mettant en œuvre une méthodologie acceptée par le personnel de la CCSN. Les titulaires doivent aussi effectuer une évaluation des dangers externes propre à leur site afin d'identifier les autres dangers qui pourraient exiger une EPS ou une analyse limitative²¹. Jusqu'à présent, tous les titulaires de permis ont soumis leurs méthodes de dépistage des risques externes et d'analyse limitative. Certaines analyses ont été réalisées et on prévoit que les analyses seront terminées d'ici la fin de 2013. Le Groupe de travail de la CCSN estime que ce délai est raisonnable et qu'on obtiendra ainsi un examen cohérent et à jour de tous les risques externes pour toutes les centrales nucléaires.

6.1.3 Constatations de l'examen des risques externes

Bien que le Groupe de travail de la CCSN n'ait pas relevé de risques externes assez graves qui nécessiteraient des mesures immédiates de la part du secteur nucléaire ou de la CCSN, selon les constatations de l'examen, certains points sont perfectibles tant dans l'approche du secteur que dans les méthodes de la CCSN. Ces constatations de l'examen sont résumées ci-dessous :

Constatations de l'examen concernant les titulaires de permis :

1. Les grandeurs associées aux risques externes pris en compte dans les analyses de dimensionnement et hors dimensionnement ont été évaluées lors de la conception et du dimensionnement original des centrales nucléaires. Même si en général ces analyses de dimensionnement originales sont très prudentes, certaines analyses de dimensionnement ne sont pas conformes aux pratiques internationales actuelles.

²⁰ Les études probabilistes de sûreté (EPS) peuvent être réalisées à trois niveaux. L'EPS de niveau 1 calcule la fréquence de dommages au cœur. Au niveau 2, elle calcule les fréquences des petits et grands rejets, et l'EPS de niveau 3 (rarement réalisée) calcule les effets sur la santé hors site.

²¹ Une analyse limitative fait appel à des hypothèses prudentes ou à la modélisation pour que les résultats soient plus graves que ce que produirait un événement réel.

2. L'évaluation du dimensionnement et des analyses hors dimensionnement des risques de tornades a été jugée faible à certaines centrales.
3. Le dépistage et les analyses limitatives des risques externes sont à divers stades de développement selon les centrales nucléaires. Par conséquent, l'analyse de tous les risques externes n'est pas complète pour toutes les centrales nucléaires.

Constatations de l'examen concernant la CCSN :

4. Les exigences pour élaborer les risques de dimensionnement et hors dimensionnement, ainsi que les méthodologies connexes qui définiront les ordres de grandeur qui doivent être utilisés pour chaque risque externe aux fins des évaluations n'ont pas été revues depuis la conception originale des centrales nucléaires. Les méthodes et pratiques utilisées pour établir les critères d'analyse des risques externes ne sont pas conformes aux meilleures pratiques.

6.2 Accidents de dimensionnement

Le Groupe de travail de la CCSN s'est peu préoccupé des accidents de dimensionnement, y compris ceux qui peuvent toucher le stockage sur place du combustible usé. En effet, comme il est indiqué dans les *Critères de l'examen de sûreté des centrales nucléaires* [13], ils ont été largement étudiés par le secteur nucléaire et l'organisme de réglementation depuis de nombreuses années. Néanmoins, les accidents de dimensionnement ont été examinés afin de s'assurer que la sûreté des centrales est suffisante.

6.2.1 Exigences réglementaires

Les permis pour les premières centrales nucléaires canadiennes ont été délivrés par la Commission de contrôle de l'énergie atomique (CCEA, organisme qui a précédé la CCSN) et s'appuyaient sur le document *Reactor Siting and Design Guide* [19] qui définissait l'approche de défaillance simple/double. Les limites de dose ont été établies pour une défaillance simple (c.-à-d. défaillance de l'équipement de procédé). Elles ont aussi été établies pour les défaillances doubles (défaillance de l'équipement de procédé avec défaillance simultanée de l'équipement de protection, maintenant appelé systèmes de sûreté). Les événements externes n'étaient pas analysés explicitement. Leurs effets étaient implicitement couverts par les défaillances des équipements de procédés et de protection. Le permis pour la centrale de Darlington a été initialement délivré sur la base du document de consultation C-6, Rév. 0, [*L'analyse de sûreté des centrales nucléaires CANDU*](#) de la CCEA [20]. Les limites de dose ont été établies pour cinq classes d'événements, avec des limites plus restrictives pour les événements plus fréquents. Les séismes et les tornades de dimensionnement étaient explicitement pris en compte dans ce document de la CCEA. La centrale de Darlington a également été conçue pour résister à une explosion majeure.

Après la délivrance des permis originaux, l'importance des risques externes a été reconnue et des évaluations de la capacité des centrales nucléaires de résister aux risques comme les séismes et les incendies ont été effectuées, par exemple en recourant aux méthodes d'évaluation des marges sismiques²² et d'analyse d'arrêt sûr en cas d'incendie²³.

²² L'évaluation des marges sismiques est une méthode formelle d'évaluation de la capacité des structures et équipements à résister à des séismes. Elle a été élaborée par l'Electric Power Research Institute.

²³ L'analyse d'arrêt sûr en cas d'incendie est une méthode formelle permettant d'évaluer s'il est possible d'arrêter et de refroidir le cœur d'un réacteur de manière sûre en cas d'incendie.

Plus récemment, la CCSN a publié les documents RD-310, *Analyse de la sûreté pour les centrales nucléaires* [21] et RD-337, *Conception des nouvelles centrales nucléaires* [22]. Ces deux documents d'application de la réglementation sont alignés sur les pratiques internationales actuelles et ils établissent des critères d'acceptation des doses pour les occurrences de fonctionnement prévues et les accidents de dimensionnement. Des objectifs de sûreté sont établis pour des accidents hors dimensionnement. Le document RD-310 emploie le terme « accident de référence » et le document RD-337 « accident de dimensionnement » pour désigner un accident avec une fréquence comprise entre 10^{-2} et 10^{-5} par année (entre 1 par 100 ans et 1 par 100 000 ans).

6.2.2 Constatations de l'examen des accidents de dimensionnement

Le Groupe de travail de la CCSN a confirmé que l'analyse de sûreté de chaque centrale envisage adéquatement les accidents de dimensionnement en analysant des défaillances crédibles touchant les systèmes de procédé et les systèmes de sûreté. Ces défaillances sont susceptibles de menacer le refroidissement du combustible dans le cœur du réacteur et les piscines de stockage de combustible usé. Les conséquences prévues de ces accidents (avec des hypothèses prudentes pour l'analyse de la sûreté) constituent des estimations limitatives des conséquences des scénarios d'accident attribuables à des risques externes de dimensionnement. Le rapport de sûreté de chaque centrale nucléaire montre que les conséquences prévues pour chaque accident de dimensionnement respectent les critères d'acceptation réglementaires de la CCSN.

D'après l'examen des accidents de dimensionnement, à la lumière de l'accident de Fukushima Daiichi, le Groupe de travail estime que deux aspects de la sûreté méritent une attention particulière :

- Les risques externes peuvent causer des accidents durant plusieurs jours. Les analyses de la sûreté actuelles tendent à montrer qu'un état stable est atteint après un accident de dimensionnement, mais non qu'il peut se prolonger pendant un certain temps. L'analyse de la sûreté doit démontrer qu'il y a des mesures de conception et des procédures d'exploitation adéquates en place pour assurer que les principales fonctions de sûreté, soit commande, refroidissement et confinement, sont maintenues pendant toute la durée d'un accident.
- Si le refroidissement du combustible est perturbé dans un réacteur à l'arrêt pendant une durée prolongée, alors que le circuit caloporteur est maintenu à une pression et une température élevées, cela peut endommager le combustible. Un accident de dimensionnement peut devenir un accident hors dimensionnement, susceptible d'occasionner des dommages graves au cœur. L'analyse de la sûreté pour de tels accidents de dimensionnement doit démontrer qu'il existe des mesures adéquates pour permettre au réacteur de passer sans problème d'un état d'arrêt pressurisé chaud à un état d'arrêt dépressurisé froid.

Ces deux aspects de la sûreté ne sont pas suffisamment abordés dans les rapports de sûreté actuels. Cette lacune est considérée comme un problème de documentation. La CCSN sait que des procédures d'exploitation et de l'équipement sont en place dans tous les réacteurs CANDU pour s'assurer que les principales fonctions de sûreté sont réalisées pendant des périodes prolongées et pour amener le réacteur à un état d'arrêt dépressurisé froid si nécessaire à la suite d'un accident. Le Groupe de travail de la CCSN estime que lorsque les rapports de sûreté seront mis à jour, on traitera de ces questions de manière plus approfondie.

Le document RD-310 offre un traitement moderne et complet des événements et accidents externes et internes. Toutefois, les mesures énoncées dans ce document n'ont pas encore été

pleinement mises en œuvre dans les centrales existantes. La CCSN et les titulaires de permis collaborent en vue d'une mise en œuvre complète.

D'ici là, il subsistera un certain manque de cohérence dans les analyses et les rapports des accidents et des événements de dimensionnement. Cette situation découle en grande partie des exigences imposées au moment de la délivrance des permis originaux et des modifications apportées au fil des ans.

6.2.3 Constatations de l'examen pour les accidents de dimensionnement

Le Groupe de travail de la CCSN a vérifié que, malgré un certain manque de cohérence, les rapports de sûreté existants, complétés par des évaluations des risques, montrent que les centrales nucléaires respectent ou dépassent les intentions de conception originales.

L'adéquation de l'analyse de la sûreté est évaluée et communiquée à la Commission pendant le processus de renouvellement du permis de chaque centrale.

À la suite de l'examen, le Groupe de travail présente les constatations suivantes, toutes d'importance mineure :

1. La mise en œuvre d'un cadre d'analyse de la sûreté basée sur le document RD-310, *Analyses de la sûreté pour les centrales nucléaires*, est incomplète.
2. Les analyses de sûreté ont démontré que pour un accident de dimensionnement où il y a perte de refroidissement du cœur lorsqu'un réacteur à l'arrêt est chaud et pressurisé, les équipements et les procédures sont adéquats pour permettre au réacteur d'atteindre un état stable. Néanmoins, l'analyse pour démontrer que le réacteur peut passer à un état dépressurisé froid est incomplète.
3. Les analyses de sûreté n'ont pas démontré pour tous les accidents de dimensionnement que l'équipement et les procédures utilisés pour amener le réacteur à un état dépressurisé froid peuvent le maintenir dans cet état pendant une période prolongée.

6.3 Accidents hors dimensionnement

Une catégorie importante d'accidents hors dimensionnement est celle qui met en cause la perte de toutes les sources froides. Celles qui posent le plus grand problème sont celles causées par la perte d'alimentation électrique. L'accident de Fukushima Daiichi était de ce type et il fait l'objet de la présente section.

Les accidents hors dimensionnement sont analysés afin de :

- déterminer les mesures de rétablissement possibles
- démontrer qu'il y a suffisamment de temps pour effectuer des mesures de rétablissement
- évaluer les conséquences de la défaillance des mesures de rétablissement

Les informations soumises par les titulaires de permis en réponse à la demande de renseignements de la CCSN au sujet des accidents hors dimensionnement sont résumées ci-dessous. Les sujets abordés ci-dessous répondent aux critères de conception hors dimensionnement formulés à la section 2.3 des *Critères de l'examen de sûreté des centrales nucléaires* du Groupe de travail de la CCSN sur Fukushima [13].

6.3.1 Progression et chronologie des accidents hors dimensionnement

En réponse à la demande de la CCSN, les titulaires de permis ont évalué les accidents hors dimensionnement. Ils ont présenté une séquence basée sur une perte prolongée de l'alimentation

électrique, entraînant une perte de toutes les sources froides. Aux fins de l'examen de la séquence d'accidents, il n'est pas nécessaire de postuler un événement externe particulier. On suppose simplement que l'alimentation électrique requise pour faire fonctionner les sources froides primaires et secondaires n'est pas disponible.

Pour le scénario d'accident, on postule l'hypothèse d'une défaillance progressive de toutes les mesures d'atténuation. Bien que le scénario qui en résulte ait une probabilité extrêmement faible, il permet de déterminer d'éventuelles stratégies d'atténuation à chaque étape de l'accident, ainsi que le temps disponible pour les appliquer.

L'évolution de l'accident est présentée en détail à l'Annexe B. Les points d'intervention potentiels, c'est-à-dire les points où la progression de l'accident pourrait être interrompue ou retardée, sont indiqués.

Tous les titulaires de permis ont présenté une évaluation suffisante pour que le Groupe de travail de la CCSN puisse effectuer son examen. L'évolution des événements décrite par les titulaires de permis correspond avec la compréhension de la CCSN, sauf en ce qui concerne sa chronologie. Selon l'évaluation faite par le Groupe de travail de la CCSN, le temps disponible avant la défaillance des tubes de force est plus court d'environ une heure que celui indiqué par le secteur nucléaire. Il pourrait y avoir moins de temps disponible pour effectuer un rétablissement que ce qu'on prévoit actuellement. Le Groupe de travail de la CCSN estime qu'on devrait vérifier les prévisions de la chronologie de la défaillance des tubes de force dans les réacteurs CANDU.

L'accident de Fukushima Daiichi a démontré la puissance destructrice des explosions d'hydrogène. Tous les titulaires de permis ont des plans pour installer (ou ont déjà installé) des recombineurs autocatalytiques passifs²⁴ (RAP) afin d'atténuer le risque d'explosions d'hydrogène. Le Groupe de travail de la CCSN estime que, si ce n'est déjà fait, ces plans devraient être accélérés.

6.3.2 Durée des services de secours

Comme le précise l'Annexe A, les centrales nucléaires canadiennes contiennent des stocks importants d'eau pouvant être utilisés comme sources froides passives en cas de perte de l'alimentation électrique. La durée de ces sources froides passives est différente pour chaque centrale nucléaire et l'Annexe B en traite plus à fond. Si l'alimentation c.a. est restaurée en moins d'une heure (ce temps est beaucoup plus long pour certaines centrales nucléaires), le combustible ne subira aucun dommage significatif. Si l'exploitant peut mettre en œuvre des mesures simples pour permettre l'alimentation par gravité vers les générateurs de vapeur dans cette fenêtre d'une heure, ce temps peut être augmenté dans une grande mesure et il n'y aurait pas d'émission importante de matières radioactives avant au moins 17 heures après l'accident²⁵. Encore une fois, les mesures prises par l'exploitant peuvent prolonger de manière significative cette période, même en l'absence d'alimentation électrique normale.

Bien que cette section du rapport du Groupe de travail de la CCSN traite de la perte de toute l'alimentation électrique, un résultat beaucoup plus probable pour les centrales nucléaires canadiennes serait que l'alimentation de secours normale (groupes électrogènes de secours) ou

²⁴ Les recombineurs autocatalytiques passifs (RAP) comportent une surface de métal recouverte d'un catalyseur. Ce catalyseur favorise la combinaison de l'hydrogène et de l'oxygène présents dans le confinement, pour produire de l'eau. Si l'aire réactive est de taille suffisante, les RAP peuvent empêcher la concentration de l'hydrogène d'augmenter jusqu'au point où il peut être combustible ou explosif.

²⁵ Il s'agit d'une évaluation prudente et le délai réel serait probablement plus long.

d'urgence (alimentation électrique d'urgence) fonctionne et qu'il n'y aurait pas de perte complète de l'alimentation électrique. Le personnel a confirmé que les centrales disposent de nombreuses journées de combustible immédiatement disponible pour ces groupes électrogènes, généralement suffisants pour trois à quatre jours (pour chaque groupe électrogène de secours, sans approvisionnement extérieur et s'il fonctionne à son plein régime nominal).

Après une perte de toute l'alimentation électrique, les services essentiels sont assurés par des batteries jusqu'à la reprise de l'alimentation normale ou de secours. Les réacteurs CANDU ont la capacité garantie de soutenir toutes les charges essentielles pendant 40 minutes, quoique les batteries puissent durer beaucoup plus longtemps. Cette durée est courte par rapport aux autres capacités d'alimentation essentielle. Par ailleurs, une fois les batteries épuisées, les fonctions de commande et d'instrumentation sont perdues. Les exploitants doivent prendre des mesures spéciales (comme l'utilisation d'instruments à alimentation autonome) pour obtenir des informations sur lesquelles fonder les mesures de rétablissement. Le Groupe de travail de la CCSN juge que les titulaires de permis devraient explorer la possibilité de prolonger la durée de vie des blocs d'alimentation pour l'équipement d'instrumentation et de commande, qui peuvent être nécessaires pour atténuer les accidents hors dimensionnement, y compris les accidents graves.

6.3.3 Marge de défaillance de l'équipement d'atténuation

Cette évaluation présuppose une défaillance progressive de toutes les mesures d'atténuation dans le cas d'un accident hors dimensionnement, ce qui conduit inévitablement à la fusion du cœur. Pour cette raison, cette séquence ne fournit pas d'informations sur la marge de défaillance – c'est-à-dire sur la proximité de la défaillance des équipements dans le temps. Cependant, on a noté les cas suivants pour lesquels il peut être utile de réaliser des évaluations supplémentaires ou des modifications de conception.

Le Groupe de travail de la CCSN note que l'instrumentation nécessaire pour guider les mesures de gestion des accidents peut ne pas survivre aux conditions rudes des accidents hors dimensionnement. Le Groupe de travail de la CCSN constate que les titulaires de permis doivent évaluer la pérennité de l'équipement (et non la pleine qualification environnementale²⁶) pour fournir l'assurance raisonnable que des informations adéquates seront à la disposition de l'exploitant.

Les batteries des catégories I et II ne sont pas officiellement qualifiées pour les dangers externes (sauf pour les postes de Pickering-A, dont les batteries de catégorie I ont une qualification parasismique). Les titulaires de permis devraient déterminer les exigences de conception minimales pour la qualification des équipements des catégories I et II afin d'atténuer les risques des accidents hors dimensionnement dans lesquels toute l'alimentation c.a. est coupée et de vérifier que les équipements peuvent survivre aux conditions d'un accident.

Tel qu'il est mentionné plus haut, les réacteurs CANDU disposent de grands inventaires d'eau dans la cuve de la calandre et le bouclier caisson qui peuvent constituer des sources froides passives pendant des accidents hors dimensionnement, mais ces équipements ne sont pas conçus à cette fin. Les paragraphes suivants décrivent des problèmes qui peuvent empêcher l'utilisation du plein potentiel de ces sources froides.

²⁶ La qualification environnementale est un processus formel destiné à garantir que l'équipement fonctionnera dans un environnement rigoureux, par exemple si la température, la pression ou l'humidité sont élevées en raison d'un accident.

Après une perte de toutes les sources froides et en supposant qu'il n'y a aucune intervention de la part d'un opérateur, les stocks secondaires d'eau entrent en ébullition, ce qui mène à la surchauffe et à l'ébullition du caloporteur primaire. La vapeur est évacuée par les vannes de décharge dans le condenseur du dégazeur (ou de purge)²⁷. Le condenseur du dégazeur se pressurise et ses soupapes s'ouvrent pour évacuer la vapeur dans l'enceinte de confinement. Selon une analyse des documents présentés par l'un des titulaires de permis, la capacité des vannes de décharge du condenseur du dégazeur peut s'avérer insuffisante dans cet accident hors dimensionnement. Cette insuffisance mènerait à la défaillance précoce des tubes de force et à des temps de rétablissement plus courts que si la capacité d'évacuation de la pression était adéquate. Le Groupe de travail de la CCSN juge que les titulaires de permis devraient tester la capacité des vannes de décharge dans le condenseur du dégazeur (ou de purge) pour répondre à une perte complète de sources froides.

Plus loin dans la séquence d'accident, après l'apparition des dommages graves au cœur, les débris tombent progressivement au bas de la calandre. La chaleur traverse la paroi de la cuve de calandre vers le bouclier caisson (ou la voûte de calandre dans certaines centrales). La vapeur produite par l'ébullition dans le bouclier caisson provoquerait sa mise sous pression. Les vannes de décharge du bouclier caisson n'auraient peut-être pas une capacité suffisante pour cet accident hors dimensionnement. Le bouclier caisson subirait une défaillance à cause de la surpression et, si la rupture était au bas de la cuve, l'eau disponible serait perdue en majeure partie ou totalement, menant à une défaillance plus rapide de la calandre qu'il serait le cas si une décharge adéquate était disponible. Cela réduit le temps disponible pour des mesures d'atténuation et des mesures d'urgence hors site. Le Groupe de travail de la CCSN estime que les titulaires de permis affectés par ce problème devraient vérifier que la capacité de décharge de pression est suffisante pour les accidents graves.

6.3.4 Réévaluation des événements consécutifs

Les événements consécutifs (comme un tsunami créé par un séisme) sont pris en compte dans les évaluations probabilistes de sûreté des centrales nucléaires. Certains cas sont signalés dans les rapports de sûreté. Ces évaluations sont examinées par la CCSN lorsqu'elles sont présentées, et elles n'ont pas été réévaluées pour le présent rapport.

La différence essentielle dans le cas des accidents qui entraînent une perte consécutive du caloporteur primaire serait de réduire le temps pris pour la surchauffe du cœur. On ne prévoit pas que le temps pour les autres cas analysés change de manière significative. Cependant, l'atténuation par injection d'eau d'appoint²⁸ vers les générateurs de vapeur ne serait pas efficace dans le cas de fuites primaires importantes. Compte tenu de la faible probabilité de dommages importants à l'enveloppe de pression primaire et de l'impact additionnel limité de la défaillance consécutive, le Groupe de travail de la CCSN estime qu'aucun travail supplémentaire n'est requis à cet égard.

²⁷ Le condenseur du dégazeur (ou de purge) est une cuve dans le système de contrôle de la pression et des stocks. Une de ses principales fonctions est d'agir comme un volume tampon pour accepter la vapeur et l'eau expulsées par les valves de décharge primaires.

²⁸ Il s'agit d'ajout d'eau pour remplacer l'inventaire de caloporteur perdu en raison de fuites ou d'une évaporation par ébullition.

6.3.5 Particularités des centrales multitranches

L'analyse effectuée pour les centrales multitranches (Pickering-A et B, Bruce-A et B et Darlington) était basée sur un modèle informatique qui ne représente qu'une seule tranche. Une approximation de l'effet d'un accident grave survenant simultanément dans quatre tranches est obtenue en modélisant la partie partagée du confinement comme si sa taille était le quart de sa taille réelle.

Cette approche est acceptée pour donner des résultats largement représentatifs du terme source de l'accident, mais ne permettrait pas de calculer, entre autres, les effets de temps différents sur la fusion du cœur dans les différentes tranches. Pour certains effets, la modélisation actuelle peut être prudente. Par exemple, il serait très peu probable que les quatre tranches subissent toutes des défaillances identiques, comme une défaillance de cuve, au même moment, et donc les augmentations correspondantes de pression des enceintes de confinement peuvent être surestimées. D'autres effets peuvent échapper à la modélisation, comme les concentrations d'hydrogène supérieures à la moyenne locale.

Le Groupe de travail de la CCSN estime que les titulaires de permis devraient acquérir une capacité de modélisation des accidents graves dans les centrales multitranches. Ceci ne s'applique pas aux centrales nucléaires à une seule tranche, dont la modélisation actuelle est adéquate.

6.3.6 Piscines de stockage de combustible usé

Les piscines de stockage du combustible usé (PSCU) ou travées de stockage du combustible irradié de la plupart des centrales nucléaires n'ont pas été conçues pour résister à l'ébullition de leur contenu; elles ne pourraient donc résister que pendant environ 16 heures avant que la température de calcul structurale soit atteinte. Au-delà de cette température, il existe un risque croissant de fissuration structurale pouvant conduire à des fuites provenant de la piscine. Toute fuite raccourcira le temps pris pour que le combustible soit découvert. La PSCU de la centrale de Darlington a été conçue de manière à résister à l'ébullition et l'énoncé ci-dessus ne s'y applique pas.

Le Groupe de travail de la CCSN recommande que les titulaires de permis élaborent une stratégie visant à atténuer ces préoccupations en démontrant que les procédures et les équipements sont en place pour fournir l'eau d'appoint qui compensera les fuites possibles, et que des mesures manuelles peuvent être prises pour tous les champs de rayonnement élevés pouvant survenir à cause des faibles niveaux d'eau. Le Groupe de travail de la CCSN constate qu'on envisage déjà d'améliorer la capacité d'appoint. Ces améliorations devraient tenir compte des fuites possibles provenant de défaillances structurales qui peuvent survenir lorsque les limites de température sont dépassées.

Les mémoires des titulaires de permis ne traitent généralement pas de la nécessité d'atténuer l'hydrogène dans la zone des PSCU. Dans leur mémoire du 28 juillet 2011, les titulaires de permis concluent que, tant que les stocks d'eau sont maintenus et que le combustible reste submergé, la production d'hydrogène n'est pas un problème. Néanmoins, le Groupe de travail de la CCSN conclut qu'on devrait évaluer la nécessité d'atténuer l'hydrogène dans la zone des PSCU.

6.3.7 Plans des titulaires de permis relatifs à des modifications de conception ou d'autres évaluations

Depuis la construction des centrales, les titulaires de permis ont apporté de nombreuses améliorations à leur sûreté, basées sur les exigences de la CCSN, la recherche dans le secteur nucléaire, l'expérience opérationnelle nationale et internationale et les attentes généralement à la hausse du public. En particulier, les titulaires des permis des centrales qui ont fait l'objet de travaux de remise à neuf ont effectué un examen systématique à la lumière des normes modernes et on a apporté des modifications qui réduisent la probabilité et les conséquences des dommages graves au cœur et d'un rejet important de matières radioactives.

Nonobstant ce qui précède, les titulaires de permis ont effectué des évaluations en tenant compte des leçons tirées de l'accident de Fukushima et ont proposé ou évaluent actuellement un certain nombre d'améliorations de sûreté supplémentaires, comme des points d'injection de caloporteur additionnels, des dispositifs additionnels de réduction de l'hydrogène et des sources d'alimentation électrique et des pompes additionnelles hors du site des centrales. Le Groupe de travail de la CCSN estime que ces améliorations ont le potentiel d'améliorer la sûreté des centrales. Des plans et des calendriers plus détaillés ont été soumis par les titulaires de permis en septembre 2011.

Tout en acceptant que le risque présenté par les centrales nucléaires canadiennes soit faible, le Groupe de travail de la CCSN a relevé quelques améliorations supplémentaires potentielles ou des évaluations de confirmation qui pourraient réduire davantage le risque ou améliorer la confiance dans la capacité des réacteurs à survivre à des accidents hors dimensionnement. Ils sont énumérés ci-dessous à la section 6.3.8.

6.3.8 Constatations de l'examen des accidents hors dimensionnement

Le Groupe de travail de la CCSN constate que le risque pour le public des accidents et événements hors dimensionnement dans les centrales CANDU est très faible. Les réacteurs CANDU disposent d'un stock d'eau important pour le refroidissement passif dans le système de refroidissement secondaire, le système de refroidissement primaire, le modérateur et la voûte de calandre ou le bouclier caisson.

Les réacteurs CANDU possèdent des systèmes d'alimentation de secours diversifiés et indépendants, ce qui procure une confiance élevée que l'alimentation des équipements essentiels peut être restaurée. Comme les groupes électrogènes d'urgence disposent de carburant pour plusieurs jours, on dispose de suffisamment de temps pour prendre des mesures d'atténuation à long terme.

Tout en acceptant que le risque qu'un accident hors dimensionnement des centrales nucléaires canadiennes soit très faible, le Groupe de travail de la CCSN a relevé dans son examen un certain nombre de points pour lesquels les titulaires de permis devraient apporter les améliorations supplémentaires suivantes ou réaliser des évaluations de confirmation :

1. Les titulaires de permis n'ont pas tous complété l'installation de recombineurs autocatalytiques passifs. La plupart des titulaires de permis ont pris des mesures pour en accélérer l'installation.
2. La modélisation de la durée de l'ébullition dans le circuit primaire avant la défaillance des tubes de force n'est pas uniforme. La progression d'une perte prolongée de sources froides, décrite par les titulaires de permis, est en accord général avec la compréhension de la CCSN.

Toutefois, selon l'évaluation du Groupe de travail de la CCSN, le temps disponible avant la défaillance des tubes de force est plus court que celui indiqué par le secteur nucléaire.

3. Dans le cas d'une perte de toute l'alimentation c.a. (normale, de secours et d'urgence), la capacité garantie des batteries de catégorie I pour alimenter tous les équipements électriques essentiels est de 40 minutes (même s'il est reconnu que certains services dureront beaucoup plus longtemps). Cette durée est courte par rapport aux autres capacités d'alimentation essentielles et donne peu de temps pour rétablir l'alimentation c.a. Une fois les batteries épuisées, la plupart des fonctions de commande et d'instrumentation sont perdues.
4. L'instrumentation clé est pleinement qualifiée pour les accidents de dimensionnements. Par contre, il n'a pas été démontré que l'instrumentation requise pour guider les mesures de gestion des accidents peut survivre aux conditions rudes des accidents hors dimensionnement.
5. Les vannes de décharge du condenseur de purge/dégazeur ont été testées pour s'assurer qu'elles peuvent fournir un débit de décharge suffisant pour les pires accidents de dimensionnement. Cependant ces vannes n'ont pas été testées pour les conditions extrêmes qui peuvent survenir pendant un accident hors dimensionnement. Pour ces accidents extrêmes, la capacité des vannes de décharge de condenseur de purge/dégazeur peut s'avérer insuffisante en cas de perte prolongée de toutes les sources froides, diminuant le temps avant la défaillance précoce des tubes de force. Cette question a déjà été évaluée et acceptée par la CCSN même si la marge de défaillance était faible.
6. La capacité de décharge du bouclier caisson ou de la voûte de calandre n'a pas été vérifiée pour s'assurer si elle est adéquate pour des accidents hors dimensionnement. Un important inventaire d'eau entoure le cœur – c'est l'un des atouts de la conception des réacteurs CANDU. Néanmoins, si les vannes de décharge du bouclier caisson n'ont pas une capacité suffisante en cas de perte prolongée de sources froides, le bouclier caisson pourrait subir une défaillance à cause de la surpression et, une grande quantité de l'eau disponible pourrait être perdue, ce qui mènerait à une défaillance plus rapide de la calandre que si une décharge adéquate était disponible.
7. L'équipement de catégorie I et II minimum nécessaire pour atténuer les accidents hors dimensionnement où il y a perte de toute l'alimentation c.a. n'a pas été identifié systématiquement.
8. La modélisation des accidents graves réalisée pour les centrales multitranches est basée sur un modèle informatique qui ne représente qu'une seule tranche. Cette approche est acceptée pour donner des résultats largement représentatifs, mais ne permet pas de calculer, entre autres, les effets de temps différents sur la fusion dans les différentes tranches.
9. Dans les piscines de stockage de combustible usé de la plupart des centrales nucléaires, les limites de température se traduisent par des délais relativement courts (16 heures) pendant lesquels une perte de refroidissement peut être tolérée avant que la température de calcul structurale soit atteinte. Au-delà de cette température, il y a un risque croissant de fissuration structurale pouvant conduire à des fuites provenant de la piscine. Toute fuite raccourcira le temps pris pour que le combustible soit découvert. En plus, avec un niveau d'eau bas, il peut ne pas être possible d'accomplir des actions manuelles en raison des hauts niveaux de rayonnement.
10. La nécessité d'atténuer l'hydrogène dans la zone des PSCU n'a pas été évaluée adéquatement.

6.4 Gestion des accidents graves

Un accident grave est un accident hors dimensionnement caractérisé par une détérioration importante du cœur du réacteur. La gestion des accidents graves (GAG) est l'une des composantes de la défense en profondeur utilisées dans la structure générale d'assurance de sûreté. La GAG concerne la gestion des risques posés par des événements peu probables qui pourraient entraîner des accidents graves dans une centrale nucléaire. Les attentes de la CCSN en matière de GAG figurent dans le document G-306, *Programmes de gestion des accidents graves touchant les réacteurs nucléaires* [23], publié en 2006.

Le Groupe de travail de la CCSN a examiné les conditions des permis portant sur l'utilisation des fonctions déjà existantes de la centrale, ses caractéristiques conceptuelles complémentaires (comme les recombineurs autocatalytiques passifs, les systèmes d'éventage avec filtrage de l'enceinte de confinement et l'appoint en eau de la voûte de la calandre, etc.) et l'équipement d'atténuation d'urgence²⁹ dans la gestion d'un accident grave. Il se concentre plus particulièrement sur le retardement ou l'arrêt de la progression d'un accident qui pourrait avoir pour conséquence la défaillance possible de la calandre ou de l'enceinte de confinement. La surveillance des centrales et la pérennité des instruments dans les situations d'accident grave ont aussi été évaluées. Si l'ajout d'équipement ou des modifications à la conception de la centrale se révélaient nécessaires, les échéanciers et les plans de mise en œuvre des titulaires de permis seraient évalués.

La gestion des accidents graves comprend l'élaboration d'un guide et de procédures à l'usage du personnel de la centrale. Le Groupe de travail de la CCSN a vérifié l'état des *Lignes directrices sur la gestion des accidents graves* (LDGAG) des centrales nucléaires canadiennes. Si celles-ci n'avaient pas encore été complètement mises en place, l'examen a porté plus particulièrement sur les plans et les échéanciers des titulaires de permis en vue de leur achèvement.

Le Groupe de travail de la CCSN s'est aussi penché sur la planification des ressources externes, telles que l'équipement, le carburant et les personnes contribuant à l'atténuation des accidents graves. Des plans officiels pour la coopération entre les divers services publics sur des questions comme la disponibilité du personnel compétent, la capacité de disposer d'un soutien technique et le partage de l'équipement ont également été envisagés.

Tous les titulaires de permis ont fourni leurs réponses à la demande d'information de la CCSN conformément au paragraphe 12(2) du *Règlement général sur la sûreté et la réglementation nucléaires*. Ce sommaire aborde les sujets suivants dans chacun des mémoires des titulaires de permis :

- l'état d'achèvement des LDGAG
- les capacités de conception des centrales pour la gestion des accidents graves
- les évaluations des accidents graves
- l'utilisation des ressources externes
- les piscines de stockage de combustible usé
- les particularités des centrales multitranches

Ces divers aspects sont décrits plus en détail aux sections 6.4.1 à 6.4.6.

²⁹ L'équipement d'atténuation d'urgence comprend le matériel portatif qui peut être disponible sur place ou livré sur le site dans le but de prévenir et d'atténuer les accidents graves.

6.4.1 État d'achèvement des *Lignes directrices sur la gestion des accidents graves*

Toutes les centrales nucléaires canadiennes disposent d'un ensemble complet de documents couvrant l'exploitation normale de la centrale, les perturbations mineures et les conditions d'accident. Dans le cadre de l'élaboration et de l'application des LDGAG, l'ensemble de documents d'exploitation est préparé pour couvrir explicitement les accidents graves. Les LDGAG comprennent un certain nombre de procédures et de documents d'appui, avec les objectifs fondamentaux suivants :

- maintenir ou rétablir le refroidissement du combustible
- maintenir l'intégrité de l'enveloppe de confinement
- minimiser les rejets de produits radioactifs dans l'environnement

Les LDGAG s'appuient à la fois sur la structure existante des procédures d'exploitation d'urgence et sur l'expérience internationale. Elles emploient une approche fondée sur les symptômes pour permettre au personnel de la centrale de déterminer les mesures appropriées pour amener la centrale à un état stable et contrôlé.

Le Groupe de travail de la CCSN est d'avis que les LDGAG mises en œuvre par les titulaires de permis CANDU sont généralement suffisantes, mais on devrait aussi tenir compte explicitement des particularités des centrales multitranches, des événements touchant les piscines de stockage de combustible usé et des accidents graves déclenchés par des événements externes extrêmes.

6.4.2 Capacités de conception des centrales pour la gestion des accidents graves

Les caractéristiques de conception des centrales en vue de la gestion des accidents graves peuvent être accrues au moyen de caractéristiques de conception complémentaires. Ces caractéristiques sont des caractéristiques physiques ajoutées à la conception sous forme de structure, système ou composant (SSC) autonome, ou ajoutées à une SSC existante pour tenir compte des conditions de la centrale résultant d'accidents hors dimensionnement sélectionnés, y compris les accidents graves.

Les caractéristiques de conception complémentaires comprennent notamment :

- l'éventage avec filtrage de l'enceinte de confinement
- les recombineurs autocatalytiques passifs
- les mesures d'appoint pour divers réservoirs d'eau et autres aires exigeant un refroidissement

On peut employer un équipement d'atténuation d'urgence, qui comprend le matériel portatif disponible à la centrale, ou amené à celle-ci depuis l'extérieur. Des moyens supplémentaires spéciaux peuvent être utilisés pour compléter les capacités existantes afin de répondre aux accidents graves.

6.4.2.1 Évantage de l'enceinte de confinement

Toutes les centrales nucléaires disposent de mécanismes d'éventage de l'enceinte de confinement pour protéger l'intégrité structurale. Cependant, toutes les centrales nucléaires ne peuvent pas filtrer les gaz rejetés dans des accidents graves. L'éventage d'urgence du confinement avec filtrage est une caractéristique de conception complémentaire destinée à protéger l'enveloppe de confinement si la pression de confinement interne approche la limite de résistance du confinement, et elle permet d'extraire les matières radioactives des gaz rejetés hors du confinement pendant un accident grave. Un tel système a été installé notamment à Point Lepreau;

il est actionné manuellement, il ne nécessite pas de source d'énergie extérieure et il est utilisé pour diminuer la pression de confinement dans les conditions représentatives d'un accident grave. Le système d'éventage avec filtrage d'urgence comporte un épurateur à haute efficacité et une unité de filtration pour filtrer la majeure partie des produits de fission, de sorte que l'exposition du public au rayonnement serait limitée à des niveaux acceptables en cas de rejet. Des mesures similaires d'éventage doivent être envisagées pour toutes les autres centrales nucléaires canadiennes afin de réduire les rejets de radioactivité tout en protégeant l'intégrité du confinement.

6.4.2.2 Gestion de l'hydrogène

La combustion de l'hydrogène est une préoccupation qui touche l'intégrité du confinement. L'hydrogène peut être produit dans certaines phases de la progression des accidents graves. Face au danger de grandes quantités d'hydrogène produites dans un accident grave et pouvant provoquer des explosions, la plupart des centrales CANDU sont équipées d'allumeurs d'hydrogène alimentés en courant alternatif qui contrôlent les concentrations d'hydrogène dans l'atmosphère de confinement en « brûlant » des quantités limitées avant qu'une concentration explosive ne soit atteinte. Récemment, les titulaires de permis de centrale nucléaire ont commencé à installer des recombineurs autocatalytiques passifs (RAP). Ces dispositifs fonctionnent de manière passive (sans alimentation externe) pour éliminer l'hydrogène dans l'atmosphère de confinement. Tous les titulaires de permis de centrales nucléaires canadiennes ont installé des RAP ou sont sur le point de le faire. Le Groupe de travail de la CCSN s'attend à ce que tous les titulaires de permis de centrale nucléaire fournissent des évaluations de confirmation démontrant la pertinence des RAP pour les accidents graves et envisagent leur installation dans les zones des piscines de stockage de combustible usé.

6.4.2.3 Mesures d'appoint en caloporteur

Les mesures d'appoint (p. ex. les canalisations spécialisées destinées à reconstituer les stocks d'eau dans les systèmes importants de la centrale) sont une importante ligne de défense contre les accidents dont la progression pourrait endommager gravement le cœur. On peut ajouter de l'eau à divers systèmes pour prévenir, ralentir ou arrêter le processus de dégradation du combustible dans le cœur. Ces systèmes incluent les générateurs de vapeur, la calandre, le bouclier caisson, la voûte de calandre et la piscine de stockage de combustible usé. L'eau est généralement fournie soit par l'utilisation des réserves dans l'enceinte de confinement (p. ex. le réservoir d'eau d'aspersion) ou par un raccord externe au bâtiment du réacteur. Comme un appoint efficace pour compenser la perte de caloporteur peut éviter les dommages au cœur, le Groupe de travail de la CCSN demande à tous les titulaires de permis d'évaluer systématiquement tous les moyens existants et potentiels pour fournir un caloporteur d'appoint aux divers systèmes du réacteur. Il est essentiel d'évaluer la possibilité que des voies de rejets non filtrés (contournement du confinement) soient aménagées au moyen d'une canalisation d'appoint.

6.4.2.4 Instrumentation de surveillance et de commande de la centrale

Dans une centrale, l'instrumentation de surveillance et de commande a été conçue et est entretenue pour assurer le bon fonctionnement dans les conditions de dimensionnement présumées de la centrale. Le bon fonctionnement de l'instrumentation principale est essentiel pour diagnostiquer l'état de la centrale et les problèmes de sûreté pouvant se manifester, comme l'accumulation de la pression de confinement, de l'hydrogène et des produits de fission. Comme les conditions d'accidents hors dimensionnement et graves sont, justement, plus graves,

le fonctionnement de l'instrumentation existante n'est pas assuré. Il y a lieu d'évaluer la pérennité des instruments existants ou la nécessité d'installer une instrumentation durcie³⁰.

6.4.3 Évaluations des accidents graves

Il est nécessaire d'évaluer explicitement la progression des accidents graves pour bien comprendre les principaux problèmes pouvant survenir dans la défense en profondeur des systèmes (calandre, confinement), le calendrier des événements, la capacité requise de caloporteur d'appoint, l'étendue des dommages au combustible et le terme source probable. Il existe des modèles mécanistes intégraux pour simuler la progression des accidents. Tous les titulaires de permis ont réalisé ou réalisent actuellement une EPS de niveau 2 spécifique à leur site afin de répondre aux normes réglementaires du document S-294 de la CCSN, *Études probabilistes de sûreté (EPS) pour les centrales nucléaires* [18]. Cette EPS comprend une étude déterministe de scénarios crédibles d'accidents graves. Toutefois, les capacités de modélisation existantes sont peut-être insuffisantes pour considérer les événements qui affectent plusieurs réacteurs sur un même site (événements multitranches), les accidents comportant du combustible usé, ou les rejets de produits radioactifs par un cœur de réacteur dégradé dans l'eau. L'évaluation des accidents graves devrait être remise à jour périodiquement, de manière semblable à ce qui se fait pour les rapports de sûreté.

L'examen ciblé des accidents hors dimensionnement figure à la section 6.3.

6.4.4 Utilisation de ressources externes

On peut recourir à des ressources externes pour compléter ou remplacer les ressources sur place, ce qui peut comprendre du carburant, de l'eau, l'alimentation électrique ou des équipements comme des pompes ou des génératrices. Les ressources dont disposent actuellement les titulaires de permis dans leurs centrales sont suffisantes pour faire face aux accidents de dimensionnement et à de nombreux événements hors dimensionnement. Dans le cas d'un événement externe qui affecte l'ensemble du site, ou d'un accident grave qui progresse sur plusieurs jours, il serait nécessaire de recourir à des ressources externes. Des arrangements officiels doivent être conclus pour faciliter l'accès à des ressources externes.

6.4.5 Piscines de stockage de combustible usé

Les piscines de stockage de combustible usé contiennent des quantités importantes de combustible usé. En raison de la désintégration, les stocks de produits de fission dans le combustible usé diminuent au fil du temps. Toutefois, les matières radioactives à période longue et les actinides pourraient constituer une menace importante si le combustible usé est découvert et s'il surchauffe. Pour atténuer cette menace, des mesures sont prises pour assurer un refroidissement fiable des piscines de stockage de combustible usé et pour maintenir leur intégrité structurale en cas d'événements externes crédibles, comme les séismes. Le Groupe de travail de la CCSN s'attend à ce que tous les titulaires de permis de centrale nucléaire du Canada effectuent des études déterministes et probabilistes des événements affectant les piscines de stockage de combustible usé afin de démontrer que l'atténuation sera suffisante pour des événements comme ceux discutés à la section 6.3.6.

³⁰ L'instrumentation durcie est capable de résister aux conditions rigoureuses d'un accident grave.

6.4.6 Particularités des centrales multitranches

Comme les événements à la centrale de Fukushima l'ont démontré, les centrales multitranches sont confrontées à des défis uniques. Plus précisément, il faut tenir compte des événements qui affectent plus d'une tranche à la fois : ces événements ne feraient qu'aggraver les problèmes que devrait gérer le personnel de la centrale au moment d'un accident. Les événements et les conséquences d'un accident dans une tranche peuvent affecter la progression de l'accident ou entraver les activités de gestion des accidents à la tranche voisine, et les ressources disponibles (personnel, équipement, carburant) devraient être partagées entre plusieurs tranches. Des plans explicites doivent être établis pour prendre en charge ces problèmes.

6.4.7 Constatations de l'examen pour la gestion des accidents graves

Tous les titulaires de permis de centrale nucléaire ont entrepris une révision des directives procédurales existantes et des capacités de conception des centrales nucléaires pour faire face aux accidents causant des dommages importants au cœur. La robustesse des mesures en place a été confirmée. Par ailleurs, un certain nombre d'améliorations possibles ont également été relevées.

En particulier, le Groupe de travail de la CCSN constate ce qui suit :

- Les *Lignes directrices sur la gestion des accidents graves (LDGAG)* ont été ou seront d'ici peu pleinement mises en œuvre dans toutes les centrales. Cela comprend l'élaboration de directives procédurales pour le personnel d'exploitation et les groupes de soutien technique, ainsi qu'une formation spécifique et des exercices appropriés.
- Outre les capacités de conception originale, qui permettaient déjà l'atténuation de certains accidents hors dimensionnement, des améliorations de conception supplémentaires ont été mises en œuvre ou sont en cours de planification. Notamment, un système d'éventage avec filtrage de l'enveloppe de confinement certifié pour les conditions d'accident grave peut empêcher la fragilisation de l'intégrité du confinement et minimiser les rejets de matières radioactives dans l'environnement. En diversifiant les capacités d'appoint pour le caloporteur, on augmentera davantage la capacité des sources froides disponibles et on retardera ainsi toute dégradation du cœur du réacteur. Un autre progrès positif est l'accélération de l'installation de recombineurs autocatalytiques passifs pour atténuer l'hydrogène.
- Tous les titulaires de permis de centrale nucléaire ont terminé ou réalisent actuellement l'étude des accidents graves, afin de se conformer à la norme d'application de la réglementation S-294, *Études probabilistes de sûreté (EPS) pour les centrales nucléaires*.
- Les titulaires de permis coopèrent pour établir des accords formels et concevoir ou construire un entrepôt régional qui contiendra le matériel et les ressources nécessaires en cas d'urgence.

Le Groupe de travail de la CCSN est également satisfait que tous les services publics ont mis en place des directives claires qui assignent à l'exploitant de la centrale la responsabilité décisionnelle concernant l'éventage de l'enveloppe de confinement.

Sur la base de l'examen des informations présentées, le Groupe de travail de la CCSN a fait plusieurs constats, dont la plupart sont communs à tous les titulaires de permis. Ces constats démontrent le besoin d'avoir des informations supplémentaires sur les activités déjà en cours ou, pour les titulaires de permis, d'envisager d'autres améliorations afin de permettre aux centrales d'affronter les accidents graves.

Voici les constatations du Groupe de travail de la CCSN :

1. Les évaluations ne considèrent pas présentement de manière adéquate l'examen des événements affectant plusieurs réacteurs sur le site, les événements touchant les piscines de combustible usé, ainsi que les événements déclenchés par des risques externes extrêmes. Les directives procédurales pour la GAG et les capacités de réagir aux accidents hors dimensionnement at aux accidents graves sont hautement prioritaires à la lumière des leçons tirées de l'accident de Fukushima.
2. Les capacités de conception des centrales pour la gestion des accidents graves, dont l'éventage de l'enceinte de confinement, l'atténuation de l'hydrogène, les mesures d'appoint en caloporteur, l'instrumentation et les zones de contrôle n'ont pas été complètement évaluées et documentées. Ces capacités de conception permettent de minimiser les conséquences d'un accident grave, le cas échéant.
3. La portée de l'analyse des accidents graves n'inclut pas complètement les accidents déclenchés par des événements externes extrêmes, les centrales multitranches et les accidents dans les piscines de stockage de combustible usé. Les capacités de modélisation des événements dans les centrales multitranches ne sont pas totalement adéquates. Des améliorations permettraient aussi de mieux estimer les termes sources de radioactivité et de gaz combustibles.
4. Les organisations d'urgence des titulaires de permis n'ont pas accès à un entrepôt régional qui pourrait offrir des équipements et des ressources externes qui peuvent être nécessaires en cas d'accident grave. L'accident de Fukushima a démontré que la disponibilité du matériel d'urgence est cruciale et qu'elle permettrait de clore un accident grave avant que des rejets radioactifs dans l'environnement ne se produisent.
5. Des rapports systématiques et complets d'analyse des accidents graves et des évaluations des risques externes ne sont pas produits systématiquement et actualisés périodiquement. Cet aspect de la sûreté des centrales n'avait pas reçu beaucoup d'attention dans le passé et s'est révélé important pour comprendre les défis propres à une centrale et la progression possible d'un accident grave.

Le Groupe de travail de la CCSN conclut aussi que, concernant le cadre réglementaire dans les domaines touchant la conception de la centrale pour les accidents graves, et la gestion des accidents :

6. Les permis d'exploitation actuels des réacteurs nucléaires ne contiennent pas une condition spécifique exigeant la mise en œuvre de mesures de gestion des accidents, y compris les accidents graves.
7. Les sections pertinentes dans les documents existants et prévus (comme le document G-306, *Programme de gestion des accidents graves touchant les réacteurs nucléaires*, le document RD-310, *Analyses de la sûreté pour les centrales nucléaires* et le document RD-337, *Conception des nouvelles centrales nucléaires*) n'ont pas été évaluées et révisées pour tenir compte des leçons tirées de l'accident de Fukushima. Il n'existe pas présentement de document d'application de la réglementation énonçant des exigences spécifiques relatives à la gestion des accidents.

6.5 Intervention d'urgence

La présente section traite des responsabilités des titulaires de permis à l'égard des interventions d'urgence. La section 7 du présent rapport traite de l'état actuel de la préparation aux situations d'urgence et des mesures d'intervention au Canada.

Le Groupe de travail de la CCSN a examiné les mémoires des titulaires de permis touchant les interventions d'urgence, en réponse aux *Critères de l'examen de sûreté des centrales nucléaires* et aux documents suivants :

- *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires*
- Alinéa 6(k) du *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I*
- Permis pour les différentes centrales
- Document G-225, *Planification d'urgence dans les installations nucléaires de catégorie I, les mines d'uranium et les usines de concentration d'uranium* (basé sur la norme GS-G-2.1 de l'AIEA, *Arrangements for Preparedness for a Nuclear or Radiological Emergency* [26])
- Document d'application de la réglementation RD-353, *Mise à l'épreuve des mesures d'urgence* [25]

En outre, tous les plans et programmes d'urgence nucléaire des titulaires de permis ont été examinés au regard des exigences contenues dans les plans d'intervention d'urgence hors site des gouvernements provinciaux concernés.

Comme l'exige la *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires*, ainsi que les règlements de la CCSN, tous les titulaires de permis d'installations nucléaires de catégorie I doivent fournir des informations relatives à leurs mesures d'urgence proposées et les inclure dans leurs demandes de permis. Les informations contenues dans les demandes décrivent l'installation proposée, les activités, les substances et les circonstances auxquelles leurs plans d'urgence s'appliquent. Les plans devraient aussi être conçus en fonction de la complexité des activités connexes, ainsi que de la probabilité et de la gravité des situations d'urgence liées à l'exploitation de l'installation. Par conséquent, ces plans d'urgence doivent contenir une description des mesures proposées pour éviter ou atténuer les effets que les rejets accidentels de substances nucléaires et de substances dangereuses peuvent avoir sur l'environnement, sur la santé et la sécurité des personnes ainsi que sur le maintien de la sécurité, y compris les mesures visant à aviser les autorités hors site et à mettre à l'épreuve l'application des mesures.

Les titulaires de permis revoient régulièrement leurs plans d'urgence et les révisent pour tenir compte des changements dans leurs activités opérationnelles, et d'autres facteurs pertinents et des circonstances, notamment l'expérience d'exploitation. Le plan d'urgence d'un titulaire de permis doit être accepté par la CCSN avant qu'un permis ne soit accordé à une centrale.

Le plan d'urgence de chaque titulaire est spécifique à son site et son organisation, mais tous les plans couvrent généralement les points suivants :

- la documentation du plan d'urgence
- la base de la planification d'urgence
- la sélection et la qualification du personnel
- la préparation aux urgences et les organismes d'intervention
- les niveaux de dotation
- la formation et les exercices pour les interventions d'urgence
- les installations et les équipements d'urgence
- les procédures d'urgence
- l'évaluation de la capacité d'intervention d'urgence
- l'évaluation des accidents
- l'activation et la clôture des interventions d'urgence
- la protection du personnel des installations et équipements
- les mesures de liaison avec les organismes hors site

- les accords avec d'autres organismes ou parties pour obtenir de l'aide
- le programme de rétablissement
- le programme d'information publique
- le programme d'éducation publique

Pour plus d'informations sur le contenu des plans d'urgence pour les installations nucléaires de catégorie I, il faut se reporter au document G-225, *Planification d'urgence dans les installations nucléaires de catégorie I, les mines d'uranium et les usines de concentration d'uranium* [26] de la CCSN.

6.5.1 Pertinence des plans d'urgence pour les accidents hors dimensionnement ou touchant les centrales multitranches

Les plans d'urgence en cours pour toutes les centrales nucléaires au Canada dépassent les exigences pour les accidents de dimensionnement; en d'autres mots, les accidents de dimensionnement n'auraient pas de conséquences sur les doses hors site. Cependant, tous les titulaires de permis effectuent régulièrement des exercices pour simuler des scénarios ayant des effets hors site qui obligeraient leur province à activer les plans provinciaux et à mettre en œuvre des mesures d'évacuation locale. Les scénarios d'urgence nécessaires pour déclencher ce degré de réponse sont en fait hors dimensionnement. Ils démontrent donc que les programmes d'intervention d'urgence des centrales sont capables de traiter les accidents hors dimensionnement.

Le Groupe de travail de la CCSN est convaincu que les organisations d'intervention d'urgence des titulaires de permis sont capables de répondre aux événements hors dimensionnement, à condition qu'il s'agisse d'accidents touchant une tranche seulement. Aucun des titulaires de permis de centrale multitranches n'a explicitement pris en compte, dans l'élaboration de ses plans d'urgence, les scénarios d'accidents touchant plusieurs tranches.

6.5.2 Intégration des LDGAG aux plans des organisations d'intervention d'urgence

Dans le cas des centrales qui ont mis en œuvre les LDGAG, leur intégration aux plans d'urgence est efficace. En pratique, cette intégration améliore le soutien technique des organisations d'intervention d'urgence, et le personnel supplémentaire est intégré à la structure existante.

6.5.3 Installations d'urgence de remplacement

Tous les titulaires de permis ont indiqué avoir des emplacements secondaires pour leurs centres d'urgence, mais cela n'est pas toujours documenté dans leurs plans et procédures d'urgence. Bien que certains titulaires de permis aient indiqué que leurs installations primaires d'urgence sont conçues pour résister aux risques externes de dimensionnement ou répondent aux codes du bâtiment pertinents (commercial ou industriel), aucun titulaire de permis n'a donné d'informations concernant la robustesse de ses autres installations.

Le Groupe de travail de la CCSN conclut que, dans certains cas, on manque d'information sur la robustesse des installations d'urgence primaire des titulaires de permis et qu'aucun titulaire de permis ne dispose de critères de robustesse pour ses installations secondaires.

6.5.4 Disponibilité du soutien technique et des réserves d'équipement

Dans tous les cas, les titulaires de permis ont indiqué avoir conclu des accords avec leurs partenaires respectifs pour l'obtention de soutien technique et de réserves d'équipement. Cependant, sauf quelques exceptions, ces accords n'ont pas été systématiquement officialisés ou documentés dans les plans et procédures d'urgence. Tous les titulaires de permis mentionnent dans leurs mémoires qu'ils travaillent ensemble dans le cadre d'un groupe de travail du Groupe des propriétaires de CANDU (ou COG en anglais) pour élaborer et officialiser un accord collectif prévoyant une « assistance mutuelle ».

6.5.5 Capacité sans alimentation externe

Tous les titulaires de permis ne disposent pas, pour leurs installations et équipements d'urgence, d'une alimentation de secours disponible dans l'éventualité d'une panne de courant externe. Les titulaires de permis qui en disposent connaissent et comprennent les limites de leur alimentation électrique de secours et ils évaluent et étudient actuellement leur capacité de maintien de cette alimentation de secours pendant des pannes prolongées. Ceux qui en sont dépourvus sont conscients de cette lacune et travaillent à la corriger. En outre, dans certains cas, les informations concernant l'alimentation de secours pour tous les centres ou l'équipement d'urgence ne sont pas entièrement documentées dans leurs plans et procédures d'urgence. Les titulaires de permis doivent inclure cette information pour que le personnel d'intervention connaisse les limites des installations et sache quelles sont les mesures en place pour refaire le plein des réservoirs des groupes électrogènes.

Les installations et les équipements d'urgence qui sont désignés essentiels pour l'intervention d'urgence doivent toujours être disponibles, accessibles et prêts à fonctionner. Par conséquent, l'absence de sources d'alimentation fiables et de secours provenant d'installation ou équipements d'urgence est une lacune qui doit être corrigée. Le Groupe de travail de la CCSN reconnaît que les titulaires de permis qui ont constaté leurs lacunes à cet égard évaluent actuellement leurs besoins et leurs options, et des correctifs doivent être apportés le plus tôt possible.

6.5.6 Estimation du terme source

L'estimation post-accident du terme source est une méthode qui peut être utilisée pour quantifier un rejet potentiel de matière radioactive avant qu'il ne survienne. Les sociétés Bruce Power (BP) et Ontario Power Generation (OPG) emploient des logiciels et des mesures au gammamètre dans leurs centrales pour effectuer des estimations post-accident du terme source. Ces éléments sont toutefois prévus pour des accidents touchant une seule tranche. Hydro-Québec et Énergie Nouveau-Brunswick (Énergie NB) n'effectuent pas d'estimation de terme source en appui aux interventions en cas d'urgence. L'estimation du terme source constitue une pratique exemplaire et il serait utile que tous les titulaires de permis puissent fournir des informations sur le terme source aux autorités hors site dans les situations d'urgence.

6.5.7 Modélisation de la dispersion du panache radioactif et des doses de rayonnement

Tous les titulaires de permis ont la capacité de modéliser la dispersion du panache, ce qui peut être utile pour guider les équipes de mesure sur le terrain et informer les autorités hors site au sujet de l'aire dans laquelle les rejets radioactifs pourraient se disperser en cas d'accident.

L'approche envers la modélisation des doses diffère selon les titulaires de permis. BP et OPG modélisent les doses d'après les estimations du terme source, la surveillance radiologique de l'air évacué et des mesures sur le terrain. Hydro-Québec modélise les doses d'après la surveillance radiologique de l'air évacué, la surveillance radiologique fixe et des mesures sur le terrain. Énergie NB n'effectue pas de modélisation des doses.

Les titulaires de permis de centrales multitanches ont indiqué que leur logiciel est capable de modéliser la dispersion du panache pour les événements touchant plusieurs tranches, car cette modélisation est indépendante du terme source. Cependant, la modélisation des doses est directement tributaire du terme source et, par conséquent, on devra réévaluer la modélisation des doses pour des scénarios multitanches pour en assurer l'exactitude.

Le Groupe de travail de la CCSN conclut que tous les titulaires de permis ont la capacité de modéliser le panache. En ce qui concerne la modélisation des doses pour informer les autorités hors site, Hydro-Québec doit s'assurer que les estimations du terme source sont incluses dans la modélisation des doses et Énergie NB devrait élaborer une modélisation complète des doses.

6.5.8 Surveillance radiologique à la périphérie de la centrale et sur le terrain

Tous les titulaires de permis canadiens effectuent la surveillance radiologique sur le terrain en envoyant des équipes de surveillance spécialisées aux endroits désignés pour prendre des mesures au gammamètre et avec des échantillonneurs d'air, selon les résultats de la modélisation du panache. Un seul titulaire de permis, Hydro-Québec, a un système automatisé qui fournit en temps réel les données de surveillance sur le terrain, en plus des résultats recueillis par ses équipes de surveillance sur le terrain. Dans tous les cas, les résultats de la surveillance radiologique sur le terrain sont relayés aux autorités provinciales et à la CCSN, et ils peuvent être utilisés par les autorités hors site pour évaluer et déterminer les mesures de protection qui devraient être recommandées pour le public. Certains autres titulaires de permis envisagent la surveillance radiologique périmétrique automatisée et évaluent les avantages potentiels d'une telle instrumentation.

Le Groupe de travail de la CCSN estime que tous les titulaires de permis disposent de procédures satisfaisantes pour procéder à la surveillance radiologique sur le terrain. Cependant, dans la plupart des centrales, le personnel doit se rendre sur le terrain pour prélever des échantillons et prendre des lectures. Le recours à la surveillance périmétrique automatisée en temps réel des centrales est considéré comme une pratique exemplaire, et elle permet de fournir plus rapidement des données cruciales aux autorités appropriées.

6.5.9 Processus d'éventage de l'enceinte de confinement

Il existe deux stratégies d'éventage de l'enceinte de confinement : l'éventage nominal, qui consiste à maintenir la pression de l'enceinte de confinement sous sa limite structurale, et l'éventage par d'autres méthodes, qui est un processus coordonné par lequel des tiers de l'extérieur sont impliqués dans le choix de la stratégie optimale d'éventage pour protéger le public et l'environnement.

Dans tous les cas, le responsable de quart principal à la centrale (p. ex. le superviseur de quart ou le chef de quart) est pleinement autorisé à effectuer l'évacuation nominale des gaz.

Si l'évacuation nominale des gaz n'est pas nécessaire, le personnel de la centrale communique avec les autorités hors site avant de procéder à l'évacuation de gaz. Le Groupe de travail de la

CCSN estime que le processus de décision et l'autorité pour l'éventage de l'enclume de confinement sont efficaces et bien documentés par les titulaires de permis.

6.5.10 Coordination des communications

Les protocoles de communication entre les titulaires de permis et les organismes d'intervention hors site, y compris les provinces, les municipalités et la CCSN, sont bien documentés dans les plans et procédures d'intervention d'urgence des titulaires de permis, et dans ceux des organisations hors site. Pendant les phases de planification et de préparation de la gestion des urgences, tous les titulaires de permis travaillent en étroite collaboration avec leurs partenaires d'intervention d'urgence hors site afin de maintenir de bonnes relations de travail. En outre, les provinces, le gouvernement du Canada et les titulaires de permis collaborent par le truchement de centres conjoints d'information d'urgence pour fournir au public et aux médias des informations sur l'état de la crise et d'autres renseignements pertinents.

Le Groupe de travail de la CCSN conclut que la coordination actuelle des communications entre les titulaires de permis et les autorités hors site au sujet de la prise de décision et des relations avec le public et les médias est bien établie et fonctionne efficacement, comme cela a été observé au cours des exercices coordonnés entre les titulaires de permis et les organisations hors site concernées.

6.5.11 Constatations de l'examen des mesures d'urgence

Le Groupe de travail de la CCSN a vérifié qu'il n'y a pas de lacunes importantes dans la planification des mesures d'urgence dans les centrales nucléaires canadiennes. Dans l'ensemble, les titulaires de permis tiennent à jour et utilisent des plans d'urgence complets et bien documentés, et ces plans et leurs éléments sont régulièrement mis à l'épreuve dans le cadre d'exercices réalisés par les titulaires de permis, qui en assurent la vérification. La CCSN vérifie également ces exercices et vérifie que les volets sur place et hors site des plans d'urgence des titulaires de permis ont correctement été mis en œuvre.

Bien qu'un certain nombre de points perfectibles soient présentés ci-dessous, la documentation, les plans et les procédures d'intervention d'urgence pour toutes les centrales nucléaires au Canada répondent aux attentes et aux intentions des directives et orientations de la CCSN, ainsi qu'aux conditions de leurs permis et aux exigences des plans provinciaux d'intervention d'urgence. Il n'existe aucun problème touchant les plans d'urgence nécessitant des mesures immédiates.

Voici les constatations du Groupe de travail de la CCSN :

1. Les organisations d'intervention en cas d'urgence sont en mesure de réagir à des accidents hors dimensionnement dans une seule tranche. Les plans d'urgence visant les accidents touchant les centrales multitranches et les événements externes graves, incluant une évaluation de l'effectif minimal requis n'ont pas été évalués et révisés. Par conséquent, il n'a pas été démontré de façon concluante que les organisations d'intervention en cas d'urgence sont en mesure de réagir efficacement en cas d'événements ou d'accidents graves touchant plusieurs tranches.
2. Le rendement des mesures d'intervention d'urgence en cas d'événements ou d'accidents graves touchant plusieurs tranches n'a pas été mis à l'épreuve en concevant des exercices basés sur de telles conditions.
3. Des systèmes automatisés qui fournissent en temps réel des données de surveillance périphérique radiologique sur les centrales et qui sont pourvus d'alimentation et systèmes de

communication de secours appropriés sont considérés parmi les meilleures pratiques internationales et permettent de rendre les données critiques disponibles rapidement. Cependant, ces systèmes ne sont pas disponibles sur tous les sites.

4. Ce ne sont pas toutes les installations de secours primaires et de remplacement et tout l'équipement d'intervention d'urgence qui dispose d'une alimentation de secours appropriée dans le cas d'une perte d'alimentation externe. Les sources d'alimentation de secours pour les installations de secours primaires et de remplacement et tout l'équipement d'intervention d'urgence qui fonctionne à l'électricité (p. ex. dosimètres électroniques, radios bidirectionnelles), n'ont pas été identifiés. Les plans et les procédures d'urgence applicables ne documentent pas les exigences et les limites applicables.
5. Les arrangements et accords de soutien extérieur ne sont pas toujours officialisés et documentés dans les plans et procédures d'urgence applicables.
6. Hydro-Québec ne dispose pas présentement d'une capacité d'estimation du terme source dans ses outils de modélisation des doses. Énergie NB ne dispose pas présentement des outils de modélisation des termes sources et des doses.

Après cette évaluation des programmes de préparation et d'intervention d'urgence des titulaires de permis, il est devenu évident que la principale question transversale, pour ce qui est du présent rapport, relève du cadre réglementaire. Chaque titulaire de permis a ses propres moyens et méthodes pour répondre aux attentes visant les préparatifs et les interventions d'urgence, et il n'y a pas d'exigence ou de norme réglementaire assurant l'uniformité entre les titulaires de permis. C'est un thème commun dans de nombreux aspects de la préparation aux situations d'urgence, car les critères de la CCSN en cette matière sont basés sur le document G-225 de la CCSN, *Planification d'urgence dans les installations nucléaires de catégorie I, les mines d'uranium et les usines de concentration d'uranium*. Si on convertissait un « guide » de la CCSN en un « document d'application de la réglementation », et si on ajoutait des exigences plus détaillées et spécifiques, on jetterait probablement les bases pour renforcer et normaliser la préparation et les interventions d'urgence dans les centrales nucléaires au Canada.

En outre, même si les titulaires de permis soumettent leurs plans urgence sur place à la CCSN dans le cadre de leur demande de permis et du processus de renouvellement, il n'existe aucune exigence formelle pour que les plans hors site soient examinés par la CCSN. Bien que la CCSN ait toujours tenu compte de l'état de préparation des autorités hors site lorsqu'elle examine une demande de permis, cette exigence n'est pas explicite et il y a lieu d'examiner cette lacune potentielle.

En conséquence, le Groupe de travail de la CCSN conclut aussi que :

7. Les documents sur la préparation aux situations d'urgence, en l'occurrence le document G-225, *Planification d'urgence dans les installations nucléaires de catégorie I, les mines d'uranium et les usines de concentration d'uranium*, et le document d'application de la réglementation RD-353, *Mise à l'épreuve des mesures d'urgence*, manquent de détails et d'exigences spécifiques pour renforcer et uniformiser les mesures de prévention et d'intervention en cas d'urgence au Canada.

7 Gestion des urgences nucléaires au Canada

Cette partie de l'examen porte sur l'état actuel des mesures de préparation et d'intervention en cas d'urgence au Canada, et plus particulièrement sur les mesures de préparation et d'intervention hors site. Les *Critères de l'examen de sûreté des centrales nucléaires* excèdent, de façon

générale, les conditions et les attentes applicables du cadre de réglementation actuel de la CCSN. Les constatations de l'examen du Groupe de travail de la CCSN se rattachent exclusivement aux leçons tirées de l'accident de Fukushima. Les mesures de préparation et d'intervention sur le site des titulaires de permis sont abordées à la section 6.5.

Au Canada, les urgences nucléaires sont gérées par un chevauchement des compétences fédérales, provinciales et municipales. Le Groupe de travail de la CCSN a examiné les plans et les capacités des organismes fédéraux et provinciaux responsables dans le but de cerner toute question non résolue à l'égard de la gestion coordonnée des urgences nucléaires. L'examen visait également à s'assurer que les responsabilités des organismes et les canaux de communications sont bien définis et que les besoins en information sont clairement établis. Des constatations découlant de l'examen ont été formulées, s'il y a lieu, là où des améliorations sont possibles.

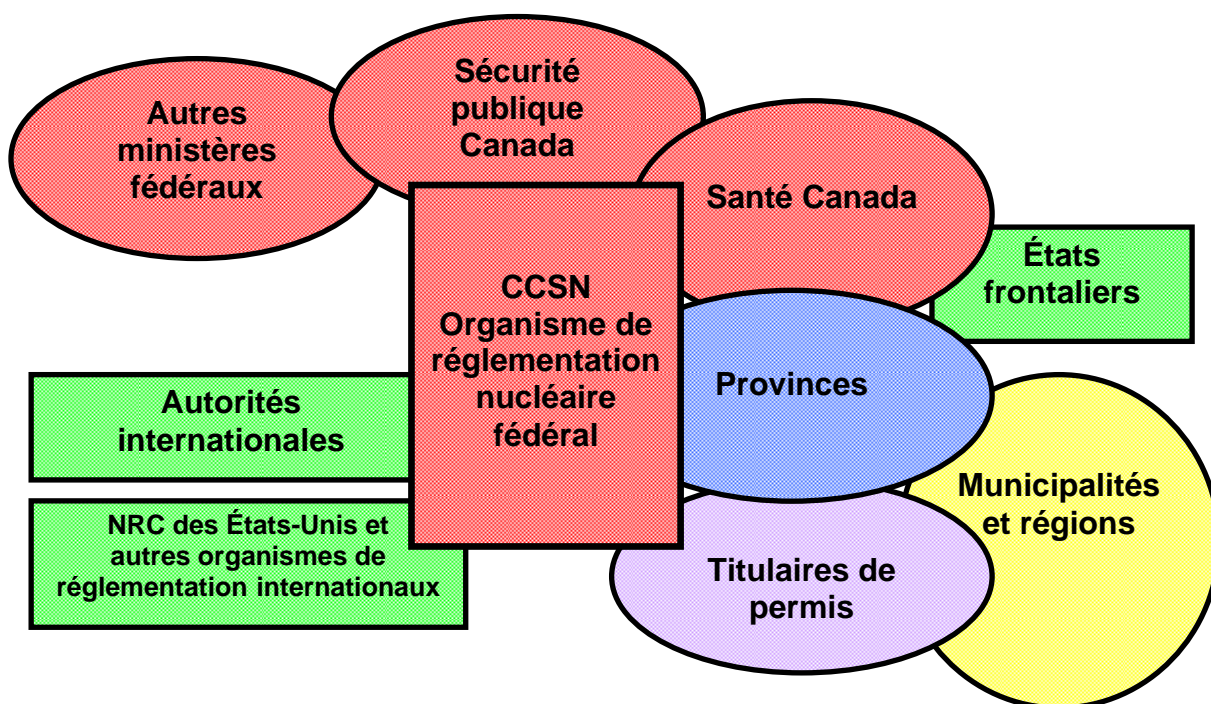
De plus, lors de l'examen des leçons retenues à l'échelle internationale, les sujets suivants ont été relevés en lien avec la gestion des urgences :

- amélioration de la coordination entre les autorités fédérales, provinciales et municipales
- considérations internationales lors d'une urgence

Les parties intéressées qui interviennent dans la gestion d'une urgence nucléaire, ainsi que leurs liens, sont présentés à la figure 7-1. En termes clairs :

- les mesures de préparation et d'intervention sur place sont la responsabilité du titulaire de permis de la centrale nucléaire
- les mesures de préparation et d'intervention hors site sont la responsabilité de la province, en coordination avec les municipalités où se trouve la centrale nucléaire
- à la demande de la province, le gouvernement du Canada offrira son soutien par l'entremise de multiples organismes fédéraux
- la CCSN continue d'exercer une surveillance réglementaire du titulaire de permis pendant une situation d'urgence

Figure 7-1 Parties intéressées dans la gestion d'une urgence nucléaire



7.1 Titulaires de permis de centrale nucléaire

La *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires* donne à la CCSN le pouvoir d'établir un système d'autorisation et de conformité exhaustif afin d'assurer la sûreté, de préserver la santé et la sécurité et de protéger l'environnement. Elle oblige également le secteur nucléaire à protéger ses travailleurs et le public contre des niveaux inacceptables de rayonnement.

Plus particulièrement, le *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I* exige que les titulaires de permis de centrale nucléaire maintiennent des plans d'urgence et une capacité d'intervention sur le site. En outre, les titulaires de permis doivent également apporter un soutien aux autorités hors site dans leur planification et leur intervention en cas d'urgence nucléaire ayant des conséquences à l'extérieur du site.

Les plans et les programmes d'urgence sont examinés par la CCSN. Ils deviennent contraignants pour le titulaire de permis lorsqu'ils sont ajoutés, comme condition, au permis d'exploitation. Les plans et les programmes sont également assujettis aux processus d'autorisation et de surveillance de la conformité de la CCSN.

7.2 Gouvernement du Canada

Les ministères fédéraux ci-dessous jouent un rôle important dans la gestion d'une urgence nucléaire :

7.2.1 Santé Canada

Santé Canada est désigné comme l'organisme responsable de la préparation fédérale aux urgences nucléaires. Dans ce contexte, le Bureau de la radioprotection de Santé Canada est spécifiquement équipé pour cette responsabilité, et le Ministère maintient et administre le *Plan fédéral en cas d'urgence nucléaire* (PFUN) [27]. Il serait bon de noter que Santé Canada a reçu cette responsabilité avant l'entrée en vigueur de la *Loi sur la gestion des urgences* [28] et avant la création de Sécurité publique Canada, le ministère fédéral responsable de coordonner l'intervention du gouvernement fédéral dans la gestion d'une situation d'urgence.

Le PFUN a pour but de compléter les plans d'urgence nucléaire pertinents d'autres juridictions à l'intérieur ou à l'extérieur du Canada. Il décrit les mesures que les organismes et ministères fédéraux devraient prendre pour gérer et coordonner la réponse fédérale à une situation d'urgence nucléaire. Le PFUN peut être activé si une province ou un territoire canadien demande l'aide du gouvernement fédéral à la suite d'un incident domestique, transfrontalier ou international.

Le PFUN décrit les rôles et les responsabilités des ministères et organismes fédéraux. Le PFUN traite principalement de la préparation et des interventions en cas d'urgence. Il ne traite pas de la phase de rétablissement. De plus, les annexes du PFUN décrivent les interfaces entre le gouvernement du Canada et les organismes provinciaux de gestion des urgences où se trouvent des centrales nucléaires (Québec, Ontario et Nouveau-Brunswick). Le PFUN n'a pas été mis à l'épreuve dans un exercice à l'échelle nationale depuis 1999.

La dernière mise à jour du PFUN a été faite en 2002. En conséquence, il ne reflète pas l'entrée en vigueur de la *Loi sur la gestion des urgences* ni le rôle de Sécurité publique Canada en tant que ministère fédéral responsable de coordonner l'intervention du gouvernement fédéral dans une situation d'urgence. De la même manière, le *Plan fédéral d'intervention d'urgence* (PFIU), administré par Sécurité publique Canada, ne fait pas référence au PFUN. Un protocole d'entente

entre Santé Canada et Sécurité publique Canada sur l'utilisation du PFUN a été signé à titre de mesure temporaire.

Santé Canada a entamé le processus de mise à jour du PFUN en 2011. Santé Canada, Sécurité publique Canada et d'autres ministères fédéraux travaillent de concert pour réviser et mettre à jour le PFUN et l'harmoniser avec les plans et les responsabilités de Sécurité publique Canada.

En plus de gérer le PFUN, Santé Canada est responsable du fonctionnement de divers réseaux de surveillance radiologique, notamment le Réseau de surveillance en poste fixe, le Réseau canadien de surveillance radiologique et le Réseau canadien de surveillance radiologique pour le *Traité d'interdiction complète des essais nucléaires* (CTBT).

7.2.1.1 Réseau de surveillance en poste fixe

Le Réseau de surveillance en poste fixe est un projet qui vise à mettre sur pied un système de détection des rayonnements en temps réel, partout au Canada. Ce réseau permet de surveiller l'exposition du public à des doses de rayonnement qui émanent de matières radioactives en suspension dans l'air et pourrait également aider le Canada à être mieux préparé en cas d'incident nucléaire ou radiologique.

Le réseau comprend des appareils de détection du rayonnement installés dans 77 emplacements au pays, ainsi qu'un Centre de données qui recueille, analyse et stocke les données mesurées dans chacune des stations de surveillance. Le Centre de données est situé dans les locaux du Bureau de la radioprotection de Santé Canada, à Ottawa, et communique quotidiennement ou selon les besoins avec les stations. Actuellement, le réseau comprend des stations de surveillance installées par Santé Canada ainsi que plusieurs stations appartenant à des partenaires industriels qui les exploitent et partagent leurs données avec Santé Canada.

7.2.1.2 Réseau canadien de surveillance radiologique

Le Réseau canadien de surveillance radiologique est un réseau national de stations de surveillance qui prélèvent régulièrement des échantillons d'air, de précipitations, d'eau potable, de vapeur d'eau atmosphérique et de lait en vue d'en analyser la radioactivité et de mesurer le rayonnement gamma externe. Ce réseau a été créé en 1959 pour surveiller la radioactivité dans l'environnement produite par les essais d'armes nucléaires dans l'atmosphère et les rejets accidentels d'installations nucléaires.

À l'heure actuelle, le réseau fournit des informations sur le rayonnement naturel et offre un mécanisme pour mesurer les rejets périodiques ou accidentels de substances radioactives dans l'environnement. Il comporte 26 stations de surveillance de l'environnement en plus de sites supplémentaires à proximité de réacteurs nucléaires.

7.2.1.3 Réseau de surveillance radiologique pour le *Traité d'interdiction complète des essais nucléaires*

Depuis 1998, Santé Canada collabore au Système de surveillance international, un élément du Régime de vérification dont se charge l'Organisation du Traité d'interdiction complète des essais nucléaires (CTBTO). Ce traité de conformité vise une interdiction universelle des explosions nucléaires comme moyen efficace d'arrêter la production d'armes nucléaires.

Le Canada est responsable de l'installation et du fonctionnement de quatre stations de surveillance radiologique CTBTO dans le pays et d'un laboratoire de radionucléides. Le Bureau

de la radioprotection de Santé Canada est responsable du laboratoire de radionucléides et des stations de surveillance situées à St. John's (Terre-Neuve), Yellowknife (T.N.-O.), Vancouver (C.-B.) et Resolute (Nunavut). Ces installations recueillent et transmettent des données de surveillance au CTBTO afin de surveiller les signes de toute explosion nucléaire. Cependant, les données recueillies peuvent également servir lors d'une intervention nationale en réponse à une urgence nucléaire.

7.2.2 Sécurité publique Canada

En vertu de la *Loi sur la gestion des urgences*, le ministre de la Sécurité publique coordonne la réponse du gouvernement du Canada à une situation d'urgence. Le *Plan fédéral d'intervention d'urgence* (PFIU) [29] décrit les processus et les mécanismes à suivre pour faciliter une intervention intégrée du gouvernement du Canada en cas d'urgence et pour éliminer la nécessité pour les institutions fédérales de coordonner une réponse pancanadienne plus vaste.

Le PFIU a pour but d'harmoniser les efforts d'intervention du gouvernement fédéral avec ceux des gouvernements provinciaux et territoriaux, des organisations non gouvernementales et du secteur privé.

De plus, le ministre de la Sécurité publique est responsable de promouvoir et de coordonner les plans de gestion des urgences des ministères et organismes fédéraux. Tous les ministères fédéraux doivent élaborer des plans de gestion des urgences pour tenir compte des risques qui touchent leurs champs de compétence. Les activités et les plans de chaque ministère, qui appuient directement ou indirectement les objectifs stratégiques du PFIU, contribuent à la réponse intégrée du gouvernement du Canada.

Tel qu'indiqué précédemment, le PFUN (dirigé par Santé Canada) et le PFIU (dirigé par Sécurité publique Canada) ne sont pas entièrement intégrés et un protocole d'entente entre Santé Canada et Sécurité publique Canada sur l'utilisation du PFUN a été signé comme mesure temporaire. Les deux ministères s'efforcent de collaborer afin d'intégrer les deux plans.

7.2.3 Autres intervenants fédéraux

Il y a 19 autres ministères et organismes qui interviennent dans le PFUN. Les rôles de deux d'entre eux, Santé Canada et Sécurité publique Canada, sont décrits ci-dessus. Conformément au PFUN ainsi qu'aux politiques et lois fédérales, les 17 autres ministères et organismes énumérés dans le PFUN ont également la responsabilité d'élaborer, de mettre en place et de maintenir, de manière indépendante, leurs propres plans d'intervention aux urgences nucléaires.

Plusieurs ministères et organismes fédéraux ont des responsabilités désignées en vertu du *Plan fédéral d'intervention d'urgence*.

7.2.4 Résumé – Gouvernement fédéral

- Un plan fédéral en cas d'urgence nucléaire (PFUN) complet est en place pour décrire les mesures de préparation et d'intervention.
- Le PFUN n'a pas été mis à jour depuis 2002 et ne tient pas compte des changements apportés dans les responsabilités à la création de Sécurité publique Canada et de la *Loi sur la gestion des urgences*.
- L'efficacité du PFUN n'a pas été testée dans le cadre d'un exercice national complet depuis 1999.

- Les plans, procédures et arrangements fédéraux pour la gestion des urgences nucléaires traitent principalement des mesures de préparation et d'intervention. Il n'existe pas de directive ni de plan pour le rétablissement.

7.3 Gouvernements provinciaux

Les gouvernements provinciaux sont responsables de la santé, de la sécurité et du bien-être de leurs résidents et de la protection de l'environnement. Par conséquent, ce sont eux qui prennent les arrangements nécessaires pour répondre aux effets hors site d'une urgence nucléaire. Pour ce faire, ils adoptent des lois, maintiennent des plans et des procédures d'urgence et fournissent des directives aux municipalités. En outre, les gouvernements provinciaux coordonnent le soutien fourni par les titulaires de permis et le gouvernement du Canada lors des activités de préparation et d'intervention.

Les provinces, en collaboration avec les autorités locales, ont établi des procédures pour prendre des mesures à l'égard des impacts nucléaires importants hors site, et surtout pour mettre en œuvre des mesures de protection urgentes. Voici ces procédures :

- restreindre l'accès à la ou les zones touchées
- fournir un abri temporaire à la population touchée
- évacuer les bâtiments ou les lieux dans les zones situées près de la centrale nucléaire
- bloquer la thyroïde contre l'incorporation de rayonnements
- prendre des mesures de contrôle de l'incorporation, comme la mise en quarantaine des animaux de ferme, l'interdiction de vendre les produits alimentaires touchés et restreindre la consommation de l'eau potable touchée
- établir des centres d'urgence pour les travailleurs et des centres d'accueil

7.3.1 Ontario

La *Loi sur la protection civile et la gestion des situations d'urgence* [30] de la province de l'Ontario gouverne les mesures de préparation et d'intervention aux situations d'urgence en Ontario. Cette législation oblige le gouvernement à établir un plan d'urgence pour les situations d'urgence en lien avec les centrales nucléaires. Gestion des situations d'urgence Ontario (GSUO) est l'organisation responsable de coordonner tous les aspects de la gestion des urgences nucléaires.

7.3.1.1 Plans

Les plans d'urgence nucléaire de l'Ontario sont structurés selon un plan directeur, le *Plan provincial d'intervention en cas d'urgence nucléaire* (PPIUN) [31], auquel s'ajoutent des plans de mise en œuvre spécifiques aux centrales nucléaires. Le plan directeur PPIUN est le plan global qui explique les principaux généraux, les concepts et l'organisation de la gestion des urgences nucléaires. Les plans de mise en œuvre du PPIUN pour Pickering, Darlington et Bruce traitent d'aspects spécifiques aux sites. La planification du PPIUN est toutefois basée sur un accident touchant une seule tranche et ne tient pas compte explicitement des accidents touchant plusieurs tranches.

Gestion des situations d'urgence Ontario (GSUO) préside le Comité de coordination de la gestion des urgences nucléaires (CCGUN), qui se compose de membres des centrales nucléaires, des municipalités et régions désignées, des ministères provinciaux et des ministères et organismes fédéraux, comme la CCSN, Santé Canada et Sécurité publique Canada. Les membres de ce

comité se rencontrent tous les trimestres pour discuter de questions d'intérêt mutuel portant sur la gestion des urgences nucléaires en Ontario.

Le plan directeur PPIUN et les plans de mise en œuvre pour les centrales nucléaires Pickering, Darlington et Bruce ont été révisés en 2009 et approuvés par le Cabinet de l'Ontario.

7.3.1.2 Zones de planification

Les zones de planifications utilisées par la province de l'Ontario sont généralement décrites comme la distance radiale par rapport aux centrales nucléaires. Mais, en pratique, elles sont définies selon une logique géographique. Voici les zones de planification utilisées pour les centrales nucléaires de l'Ontario :

- La **zone contiguë** est la zone hors site aux abords immédiats de l'installation nucléaire pour laquelle un niveau accru de préparation et d'intervention est nécessaire (essentiellement 3 km).
- La **zone primaire** est la zone autour de l'installation nucléaire pour laquelle des mesures de contrôle de l'exposition pourraient être nécessaires (essentiellement 10 km). On compte approximativement 7 500 personnes dans la zone primaire de Bruce, 122 000 personnes dans la zone primaire de Darlington et 261 000 personnes dans la zone primaire de Pickering.
- La **zone secondaire** est la zone pour laquelle des mesures de contrôle de l'ingestion pourraient être nécessaires (50 km).

7.3.1.3 Évaluation de l'événement

Le titulaire de permis de centrale nucléaire doit communiquer l'information ci-dessous au Centre provincial des opérations d'urgence au début d'une urgence, et par la suite, toutes les heures :

- catégorisation de l'accident
- état des systèmes de sûreté et de confinement
- estimations pour la repressurisation ou la pression du bâtiment du réacteur/sous vide
- estimations du terme source
- données de surveillance des lieux
- données météorologiques (actuelles et prévisions)

La Section scientifique du Centre provincial des opérations d'urgence possède l'expertise et les logiciels nécessaires pour utiliser les données fournies par le titulaire de permis en vue de procéder à une modélisation du panache et une projection des effets probables hors site. Cela permet d'évaluer l'événement en continu et d'aider le Centre provincial des opérations d'urgence à décider des mesures de protection à mettre en œuvre. Santé Canada, la CCSN et les ministères provinciaux du Travail et de l'Environnement sont également représentés à la Section scientifique. De cette façon, la Section peut incorporer les données et profiter des conseils techniques fournis par ces organisations.

7.3.1.4 Avertissement du public

Une mise à jour du PPIUN, effectuée en 2009, exige maintenant que l'ensemble de la population de la zone primaire soit alerté dans un délai de 15 minutes. Conformément aux normes provinciales définies dans le PPIUN, la population se trouvant dans un rayon de 3 km doit faire l'objet d'une notification rigoureuse en raison de sa proximité au danger – c'est-à-dire qu'il faut être en mesure d'alerter pour ainsi dire 100 % de la population à l'intérieur et à l'extérieur, à

n'importe quel moment de la journée ou de l'année. Le reste de la population qui se trouve à l'intérieur de la zone primaire, mais au-delà du rayon de 3 km (entre 3 et 10 km) doit recevoir une alerte dans l'ensemble de la région – c'est-à-dire que le signal couvrira toute la zone géographique, mais ne suppose pas la notification de presque 100 % de la population. Les nouvelles exigences relatives à l'alerte du public à l'intérieur dans la région de Dunham ne sont pas encore satisfaites.

7.3.1.5 Mesures de protection

Le PPIUN aborde les mesures de contrôle de l'exposition contre l'irradiation externe et l'inhalation de matières radioactives. Ces mesures comprennent l'évacuation, la mise à l'abri et le blocage thyroïdien au moyen d'iode stable dans des comprimés d'iodure de potassium (comprimés de KI). Le PPIUN prévoit également des mesures de contrôles de l'ingestion, comme de protéger la chaîne alimentaire contre les matières radioactives et d'empêcher la consommation de nourriture et d'eau contaminées.

Plus particulièrement, le PPIUN exige que les municipalités soient désignées (région de Durham, ville de Toronto et municipalité de Kincardine) pour faciliter l'accès aux comprimés de KI pour les établissements de la zone primaire, les centres d'urgence et les membres de la population de la zone qui souhaitent avoir un approvisionnement. Cependant, le mode de distribution est laissé à la discrétion des municipalités désignées.

Dans tous les cas en Ontario, les collectivités désignées ont mis en place un inventaire de comprimés pour le grand public dans des emplacements centraux (pharmacies à Durham, centre d'accueil à Kincardine) et ont déjà distribué des comprimés à certains établissements, comme les écoles, les établissements de soins de santé à long terme, etc. Les comprimés de KI ne sont pas distribués à l'avance dans les résidences, bien que les gens puissent s'en procurer en tout temps en pharmacie.

La décision d'administrer une dose d'iode stable serait prise par le médecin hygiéniste en chef de l'Ontario. La directive visant à se procurer des comprimés et à les ingérer est ensuite diffusée au moyen d'un bulletin d'urgence et des systèmes d'information d'urgence du Centre provincial des opérations d'urgence.

7.3.1.6 Résumé – Ontario

- L'Ontario a en place un plan d'intervention en cas d'urgence nucléaire complet et à jour.
- Le PPIUN de l'Ontario est bien intégré avec les plans d'urgence des centrales nucléaires.
- L'Ontario a établi les exigences les plus rigoureuses pour la notification du public, parmi toutes les provinces qui ont des centrales nucléaires.
- Les exigences concernant la notification des personnes se trouvant à l'intérieur de résidences et de bâtiments dans la région de Durham ne sont pas respectées. De plus, la mise en œuvre du nouveau système d'alerte du public dans un rayon de 10 km a débuté récemment.
- L'Ontario dispose d'un Comité de coordination de la gestion des urgences nucléaires (CCGUN) qui se compose de tous les intervenants municipaux et régionaux, provinciaux et fédéraux. Ce forum permet de discuter tous les trimestres de questions portant sur la gestion des urgences nucléaires.
- Le dernier exercice nucléaire complet en Ontario s'est déroulé en 2007.
- L'Ontario est la seule province qui ne distribue pas les comprimés de KI directement dans les résidences des zones de planification désignées.

- La planification du PPIUN repose sur un accident visant une seule tranche et ne tient pas compte explicitement d'accidents touchant plusieurs tranches.

7.3.2 Québec

Dans la province de Québec, le *Plan national de sécurité civile du Québec* [32], en conformité avec la *Loi sur la sécurité civile* [33] du Québec, établit le cadre de référence pour toutes les situations d'urgence. L'Organisation de la sécurité civile du Québec (OSCQ) est responsable de la planification en cas d'urgence et de la réponse du gouvernement à tous les dangers.

Le plan d'intervention en cas d'urgence nucléaire de la province, le *Plan des mesures d'urgence nucléaire externe à la centrale nucléaire Gentilly-2* (PMUNE-G2), traite spécifiquement de la planification et de l'intervention en cas d'urgence nucléaire.

Le dernier exercice à échelle réelle au Québec a eu lieu en 2005.

7.3.2.1 Plans

Le PMUNE-G2 de la province traite des éléments spécifiques de la planification et des mesures d'intervention en cas d'urgence nucléaire. Il comprend un plan directeur et des sous-plans (lignes directrices).

Le PMUNE-G2 détermine les ministères et organismes qui ont des responsabilités advenant une urgence nucléaire à la centrale nucléaire Gentilly-2. Il décrit les objectifs pour minimiser les conséquences, protéger le public et fournir un soutien aux municipalités. Au niveau régional, la Direction générale de la sécurité civile et de la sécurité incendie est responsable de la préparation et du maintien du PMUNE-G2. La coordination des aspects touchant la santé revient à l'Agence de la santé et des services sociaux de la Mauricie et du Centre-du-Québec. Sa mission consiste à offrir les services de santé nécessaires pour protéger la vie et la santé des personnes qui font face à une crise.

Aux termes du PMUNE-G2, l'OSCQ active le centre des opérations du gouvernement situé dans la ville de Québec afin de coordonner les actions des diverses organisations de la province et d'établir un lien avec les ministères et organismes fédéraux. L'Organisation régionale de sécurité civile (l'ORSC) active un centre d'intervention régional situé à Trois-Rivières dans le but de coordonner les mesures d'intervention locales et de fournir un soutien aux municipalités touchées.

Le plan directeur original du PMUNE-G2 a été publié en 1996. Un processus de révision a débuté en 2005. Le plan révisé, actuellement à l'examen, devrait être officiellement approuvé d'ici la fin de 2011.

7.3.2.2 Zones de planification

Les zones de planification utilisées par la province de Québec sont généralement décrites sous forme de distances radiales par rapport à la centrale nucléaire. Mais en pratique, elles sont définies selon une logique géographique. Voici les zones de planification définies dans le plan provincial (PMUNE-G2) :

- **Zone de planification d'urgence pour l'exposition au panache (ZPU-P)** : désigne la zone autour de la centrale nucléaire où l'on met l'accent sur les mesures de contrôle de l'exposition (essentiellement 8 km). La population approximative dans la ZPU-P de la centrale G2 est de 10 000 personnes.

- **Zone de planification d'urgence pour l'exposition par ingestion (ZPU-I)** : désigne la zone autour de la centrale nucléaire où l'on met l'accent sur les mesures de contrôle de l'ingestion (essentiellement 70 km).

7.3.2.3 Évaluation des accidents/événements

L'ORSC du Québec a la capacité de réaliser la modélisation du panache à l'aide d'un logiciel et de prédire les effets hors site. Conformément au PMUNE-G2, l'ORSC recommande des mesures de protection pour le public et l'environnement.

Ces calculs sont effectués et ces recommandations élaborées par l'équipe d'évaluation des risques radiologiques de l'ORSC qui travaille dans les bureaux centraux de l'ORSC à Trois-Rivières. Les membres de l'équipe utilisent des mesures en temps réel provenant de la centrale pour prédire les effets hors site.

7.3.2.4 Avertissement du public

La notification du public est la responsabilité des municipalités. Les municipalités communiquent les alertes par l'intermédiaire de premiers intervenants qui vont cogner à chaque porte ainsi qu'en envoyant des avis aux médias. Il n'y a aucune exigence provinciale concernant un délai d'alerte, mais le PMUNE-G2 précise que cela devrait se faire aussi rapidement que possible.

La municipalité de Bécancour, avec l'aide d'Hydro-Québec, se penche actuellement sur l'utilisation d'un système automatisé d'alerte pour les résidants de la zone de 8 km.

7.3.2.5 Mesures de protection

Le PMUNE-G2 dresse la liste des mesures de contrôle de l'exposition, comme l'évacuation, la mise à l'abri et le blocage de la thyroïde (au moyen de comprimés de KI), pour protéger le public contre l'irradiation externe et l'inhalation de matières radioactives. Le PMUNE-G2 aborde également la question des mesures de contrôle de l'ingestion, comme la protection de la chaîne alimentaire contre les matières radioactives et la prévention de la consommation de nourriture et d'eau contaminées. Conformément à la *Loi sur la sécurité civile*, les municipalités du Québec ont la responsabilité d'élaborer et de tenir à jour un plan qui inclut des mesures de protection à prendre en cas d'urgence.

Plus particulièrement, des comprimés d'iode stable (KI) sont distribués à l'avance aux résidants de la zone de planification de l'exposition au panache (8 km) et un programme complet d'information publique sur l'iode stable et d'autres mesures de protection est en place. En outre, des comprimés de KI sont stockés à certains endroits, comme dans les garderies, les écoles et les centres municipaux et provinciaux. La décision de recommander l'utilisation des comprimés à la population est prise par le directeur régional de la santé publique. Le ministère Service Québec et les municipalités du Québec ont la responsabilité de retransmettre cette directive au public par l'entremise des premiers intervenants (police, pompiers) et des médias (radio, télévision).

7.3.2.6 Résumé – Québec

- Le Québec a un plan complet d'intervention en cas d'urgence nucléaire. Une révision devrait être approuvée plus tard cette année.
- Les principes de planification adoptés par la province sont exhaustifs et récents.

- Le PMUNE-G2 du Québec est bien intégré avec le plan d'urgence de la centrale G2 d'Hydro-Québec.
- Il n'y a aucune exigence provinciale concernant l'avertissement du public au Québec.
- Actuellement, la municipalité de Bécancour se fie aux médias et aux premiers intervenants qui font du porte-à-porte pour avertir le public. La municipalité se penche sur l'utilisation d'un système automatisé.
- Le dernier exercice nucléaire complet effectué au Québec remonte à 2005.

7.3.3 Nouveau-Brunswick

Les principaux organismes responsables de la gestion des urgences et de la sécurité publique au Nouveau-Brunswick sont l'Organisation des mesures d'urgence du Nouveau-Brunswick (OMUNB) et la Direction générale des initiatives en matière de sécurité et d'urgence du Nouveau-Brunswick (DGISUNB). L'OMUNB est l'organisme provincial responsable de la gestion des urgences et de la continuité des activités, y compris les urgences radiologiques et nucléaires. La DGISUNB est responsable de la sécurité et de la protection des infrastructures essentielles. Ces deux organismes consolident leurs efforts dans le cadre du mandat du ministère de la Sécurité publique du Nouveau-Brunswick.

Le dernier exercice nucléaire complet effectué au Nouveau-Brunswick remonte à 2006.

7.3.3.1 Plans

En vertu de la *Loi sur les mesures d'urgence* [34] de la province, l'OMUNB a la responsabilité d'élaborer les plans provinciaux de gestion des urgences et de coordonner tous les aspects d'une urgence. Le *Plan d'urgence nucléaire hors site pour Point Lepreau au Nouveau-Brunswick* [35], *Volume I – Politiques*, et *Volume II – Procédures* sont à l'état d'ébauche et sont des documents mis à jour régulièrement.

Le Plan définit les responsabilités particulières du ministère de la Sécurité publique ainsi que les rôles de soutien de quelque 20 organisations. Des représentants de ces organisations forment le Comité provincial des mesures d'urgence (CPMU) qui dirige, contrôle et coordonne les mesures d'urgence, et qui aide et soutient les municipalités, au besoin.

7.3.3.2 Zones de planification

- Le Plan d'urgence nucléaire du Nouveau-Brunswick utilise une zone nominale de 20 km aux fins de planification. La population approximative de cette zone est de 3 000 personnes.

Il serait bon de noter qu'Énergie NB, à Point Lepreau, utilise trois zones de planification. L'OMUNB a indiqué que les plans de la province incorporeront très bientôt ces zones. Voici les trois zones :

- Zone de mesures de protection préventives (4 km)
- Zone de mesures de protection urgentes (12 km)
- Zone de mesures de protection à long terme (20 km)

7.3.3.3 Évaluation des accidents et événements

Actuellement, l'OMUNB n'a pas la capacité d'exécuter une modélisation du panache et des doses pour prévoir les effets hors site, ce qui rend ardue la prise de décisions proactives, plutôt que des

décisions réactives au sujet des mesures de protection. Toutefois, il existe une disposition obligeant la province à envisager une évacuation préventive et planifiée (avant que la situation ne se détériore) pour les scénarios de dommage au combustible, de dommage potentiel au combustible ou d'instabilité de la centrale. Cependant, cette disposition est inféodée à l'évaluation qualitative effectuée par Énergie NB. À la suite d'un rejet, l'OMUNB utiliserait les données de surveillance radiologique recueillies par Énergie NB pour décider des mesures de protection à prendre, comme la mise à l'abri, l'évacuation ou la prise de comprimés de KI.

7.3.3.4 Avertissement du public

Un système téléphonique à composition automatique est utilisé pour alerter le public dans la zone de 20 km. Le public peut aussi choisir de recevoir une alerte par texto, par téléphone ordinaire ou par téléphone cellulaire. Le système avise également toutes les entreprises et les établissements, comme les écoles, situés dans la zone de planification d'urgence. Un service de coordonnateurs provinciaux en cas d'urgence est aussi utilisé pour fournir de l'aide en cas d'incident nucléaire à la centrale. Ces coordonnateurs peuvent être envoyés faire du porte-à-porte pour alerter la population.

7.3.3.5 Mesures de protection

Le plan du Nouveau-Brunswick dresse la liste des mesures de contrôle de l'exposition en vue de protéger la population contre les irradiations externes et l'inhalation de matières radioactives. Ces mesures comprennent l'évacuation, la mise à l'abri et le blocage thyroïdien (comprimés de KI). Le plan traite également des mesures de contrôle de l'ingestion, comme la protection de la chaîne alimentaire contre les matières radioactives et la prévention de la consommation de nourriture et d'eau contaminées.

Selon le plan du Nouveau-Brunswick, les comprimés d'iode stable sont distribués à l'avance dans toutes les résidences se trouvant à l'intérieur de la zone de 20 km. Des comprimés sont également stockés à d'autres emplacements, comme les établissements de soins de santé de longue durée, les hôpitaux et les postes de la Gendarmerie royale du Canada. C'est le ministère de la Santé et du Bien-être, en consultation avec le CPMU, qui prend la décision de recommander l'ingestion des comprimés de KI au public. La notification du public se fait au moyen du système de notification communautaire de l'OMUNB, suivi d'une annonce par les coordonnateurs en cas d'urgence, les médias ou la Sécurité publique et de bulletins Web.

7.3.3.6 Résumé – Nouveau-Brunswick

- Le Nouveau-Brunswick dispose d'un plan provincial de base à l'état d'ébauche. Une mise à jour est en cours et devrait être publiée à l'automne 2011.
- Les plans de la centrale de Point Lepreau et de l'OMUNB sont intégrés, mais semblent déconnectés pour ce qui est des zones de planification d'urgence (4, 12 et 20 km).
- Le Nouveau-Brunswick n'a pas de capacité d'évaluation et de modélisation des événements.
- Il n'y a aucune exigence provinciale concernant le délai de notification du public au Nouveau-Brunswick.
- Un système automatisé et efficace pour alerter le public est en place. La province a également un plan de rechange pour alerter le public de la zone par l'entremise des coordonnateurs en cas d'urgence.
- Le dernier exercice nucléaire au Nouveau-Brunswick a été réalisé en 2006.

7.4 Parties intéressées internationales

7.4.1 États frontaliers

Les états limitrophes des États-Unis et les provinces canadiennes adjacentes ont des mécanismes en place pour communiquer et travailler de concert en cas d'urgence touchant la population des deux côtés de la frontière. Ces états ont des moyens directs pour assurer la liaison et communiquer avec les provinces. En cas d'urgence nucléaire, des protocoles de partage de l'information sont en place entre ces entités.

Sécurité publique Canada (anciennement Protection civile Canada) a signé un protocole d'entente avec la U.S. Federal Emergency Management Agency. Le Plan d'intervention conjoint Canada-États-Unis en cas d'urgence radiologique a été établi en 1996, dans le cadre de l'*Accord de coopération entre le Gouvernement du Canada et le Gouvernement des États-Unis d'Amérique concernant la planification et la gestion civiles d'urgence sur une base globale*. Ce plan jette les bases d'un plan de collaboration visant une intervention efficace lors d'un événement radiologique éventuel ou réel en temps de paix, susceptible de toucher le Canada, les États-Unis ou les deux pays. Il sert à alerter les autorités fédérales appropriées de chaque pays de l'existence d'une menace émanant d'un événement radiologique éventuel ou réel et de faciliter la coordination entre les organisations fédérales des deux pays en apportant un soutien aux états et aux provinces qui sont touchés par cet événement.

7.4.2 Agence internationale de l'énergie atomique

Le Canada est signataire de la *Convention sur la notification rapide d'un accident nucléaire* (1986) de l'AIEA, qui prévoit un système de notification en cas d'accidents nucléaires pouvant produire des rejets transfrontaliers internationaux; rejets qui pourraient être importants pour la sécurité radiologique d'un autre pays. Il faut signaler l'heure, le lieu, les rejets de rayonnements et d'autres données sur l'accident essentielles à l'évaluation de la situation directement à l'AIEA et aux autres pays, soit directement ou par l'entremise de l'AIEA.

Le Canada est également signataire de la *Convention sur l'assistance en cas d'accident nucléaire ou de situation d'urgence radiologique* (1986) de l'AIEA, qui prévoit un cadre international de coopération entre les pays et l'AIEA afin de faciliter l'apport d'une aide et d'un soutien rapides en cas d'accidents nucléaires ou d'urgences radiologiques. Selon l'entente, les pays doivent informer l'AIEA de leurs experts disponibles et de l'équipement ou des autres matériaux dont ils disposeraient pour apporter leur aide. En cas de demande d'aide de la part d'un pays touché, chaque pays décide s'il est en mesure de fournir l'aide demandée. L'AIEA, en particulier son Centre des incidents et des urgences, sert de point central pour une telle coordination en acheminant les renseignements, en soutenant les efforts déployés et en offrant ses services disponibles.

Il existe des protocoles et des plans pour s'assurer que la CCSN maintienne des communications étroites avec l'AIEA en cas d'urgence nucléaire domestique.

7.4.3 Organismes de réglementation internationaux

En cas d'urgence nucléaire domestique ou internationale, la CCSN devra être en contact direct ou indirect avec les organismes de réglementation internationaux.

7.4.3.1 Nuclear Regulatory Commission (NRC) des États-Unis

Un Protocole d'entente a été signé entre la Nuclear Regulatory Commission (NRC) des États-Unis et la CCSN. Conformément à ce protocole, les deux organisations sœurs conviennent de partager des renseignements. Lors de l'événement nucléaire de Fukushima, l'échange de renseignements entre la CCSN et la NRC des États-Unis a été très utile.

7.4.3.2 Organismes de réglementation qui réglementent les réacteurs CANDU

Conformément aux leçons tirées de l'urgence nucléaire à la centrale de Fukushima Daiichi, toute urgence nationale ou internationale impliquant des réacteurs CANDU exigera de la CCSN qu'elle communique avec les organismes de réglementation internationaux qui réglementent les réacteurs CANDU. Le Canada préside la réunion annuelle des principaux organismes de réglementation des réacteurs CANDU avec l'aide de l'AIEA. Des responsables supérieurs de la réglementation de tous les pays détenant des réacteurs CANDU assistent à cette réunion. Des protocoles d'entente spécifiques conclus avec la plupart de ces organismes de réglementation des pays sont en place.

7.4.4 Résumé – Parties intéressées internationales

- La CCSN a des protocoles d'entente en place avec les parties intéressées internationales.
- Les états des États-Unis et les provinces canadiennes ont des accords en place pour gérer les urgences.
- Les États-Unis et le Canada ont un accord en place, spécifiquement pour les urgences nucléaires.

7.5 Constatations de l'examen sur la gestion des urgences nucléaires au Canada

Le Groupe de travail de la CCSN a vérifié qu'il n'existe aucune lacune significative dans la planification des urgences nucléaires aux niveaux provincial et fédéral. Bien que certaines possibilités d'amélioration aient été déterminées, dans l'ensemble, chaque province a élaboré des plans d'urgence bien documentés, et ces plans, ainsi que leurs éléments, sont bien intégrés dans les plans d'urgence sur le site des centrales nucléaires. Au fédéral, le PFUN de Santé Canada est un plan mature et exhaustif, mais il n'est pas tenu à jour. De plus, le PFIU de Sécurité publique Canada n'intègre pas explicitement le PFUN dans le mécanisme global de préparation et de planification en cas d'urgence du gouvernement fédéral.

Constatations concernant la CCSN :

1. Le *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I* n'exige pas présentement la soumission de plans d'urgence hors site avec une demande de permis d'exploitation de centrale nucléaire. Les titulaires de permis de centrale nucléaire doivent soumettre leurs plans d'urgence sur le site à la CCSN dans le cadre de la demande de permis initiale et des demandes de renouvellement de permis, mais aucune exigence n'oblige les titulaires de permis à soumettre les plans hors site à la CCSN.
2. Les protocoles d'entente signés avec les homologues de la CCSN dans les pays ayant des réacteurs CANDU n'ont pas été revus afin de définir le soutien, le cas échéant, qu'ils demanderaient à la CCSN en cas d'urgence nucléaire.

Constatations concernant les champs de compétence multiples ou autres :

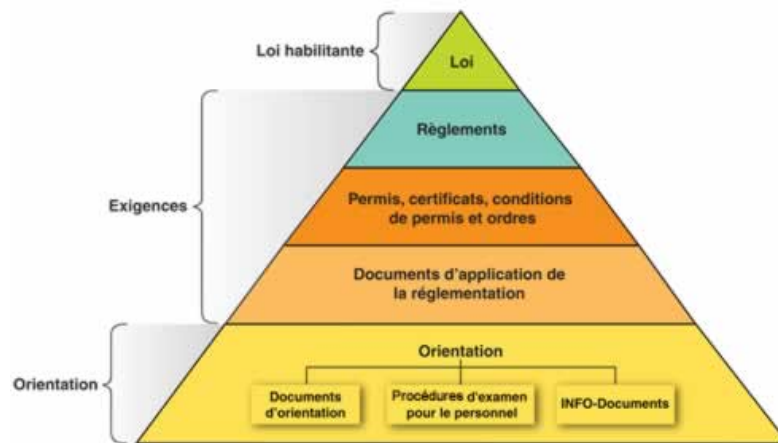
3. Les autorités fédérales et provinciales de planification des urgences nucléaires ne tiennent pas de façon régulière et prioritaire d'exercices complets ciblant les centrales nucléaires. Même si tous les plans provinciaux et fédéraux examinés semblent satisfaisants, leur mise en œuvre et par conséquent, la capacité des autorités à intervenir, n'a pas été testée depuis plusieurs années.
4. Les autorités fédérales et provinciales de planification des urgences nucléaires n'abordent pas les lignes directrices et les procédures pour le rétablissement dans leurs plans d'urgence, car ces plans traitent principalement des mesures de préparation et d'intervention.
5. Les autorités fédérales et provinciales de planification des urgences nucléaires n'ont pas encore entrepris un processus officiel d'examen des leçons apprises pour profiter des connaissances acquises dans la gestion hors site lors de l'urgence nucléaire de Fukushima et mettre leurs plans à jour en conséquence.
6. Il n'y a pas un processus de surveillance national, transparent et officiel pour les plans, les programmes et le rendement liés à la gestion des urgences nucléaires hors site. Bien que les titulaires de permis doivent soumettre des plans, des programmes et des mesures de rendement pour la gestion des urgences sur le site des centrales nucléaires dans le cadre du processus de surveillance réglementaire de la CCSN, il n'existe aucun système similaire pour la vérification des plans d'urgence hors site.
7. Il n'y a pas de norme ou de directive nationale pour la planification des urgences nucléaires hors site. Les titulaires de permis de centrale nucléaire reçoivent des instructions de la CCSN pour la planification des urgences, mais il n'existe aucune directive canadienne pour les plans de gestion des urgences nucléaires hors site.
8. Le Plan fédéral en cas d'urgence nucléaire (PFUN) de Santé Canada n'a pas été actualisé depuis 2002 et n'est pas formellement intégré avec le Plan fédéral d'intervention d'urgence (PFIU) de Sécurité publique Canada. Le PFUN et le PFIU n'ont pas été validés lors d'un exercice complet axé sur les centrales nucléaires.
9. Les plans et arrangements actuels pour la gestion des urgences nucléaires et des ententes hors site de la Province de l'Ontario reposent sur un scénario d'accident à une seule tranche et ne considèrent pas explicitement un scénario d'accident multitranches.
10. Il y a encore des problèmes d'alerte du public dans la zone de 3 km autour de la centrale nucléaire de Pickering. De plus, la mise en œuvre de la nouvelle exigence concernant la notification du public dans un rayon de 10 km n'a pas été mise en œuvre.
11. Les comprimés de KI pour les résidents de la zone de planification sont stockés dans les pharmacies locales de la région de Durham et au centre d'accueil de Kincardine. L'efficacité de cette approche par opposition à une prédistribution dans toutes les résidences n'a pas été confirmée.
12. Il n'y a pas de système d'alerte automatisé autour de la centrale nucléaire Gentilly-2.
13. La province de Québec n'a pas récemment actualisé son plan de gestion des urgences nucléaires.
14. La province du Nouveau-Brunswick n'a pas la capacité de prévision des effets hors site.
15. La province du Nouveau-Brunswick n'a pas récemment actualisé son plan d'urgence nucléaire.

8 Cadre et processus de réglementation de la CCSN

Le Groupe de travail de la CCSN a entrepris un examen préliminaire du cadre de réglementation relatif aux centrales nucléaires existantes et à la construction possible de nouvelles centrales nucléaires au Canada. Les *Critères de l'examen de sûreté des centrales nucléaires* excèdent, de façon générale, les conditions et les attentes applicables du cadre de réglementation actuel de la CCSN. Les constatations de l'examen du Groupe de travail de la CCSN se rattachent exclusivement aux leçons tirées de l'accident de Fukushima.

Le cadre de réglementation de la CCSN comprend une série d'exigences et de directives et est illustré à la figure 8-1. Les exigences sont indiquées dans les dispositions législatives, les règlements, les permis et les documents d'application de la réglementation. La manière dont les demandeurs et titulaires de permis peuvent respecter les exigences réglementaires est donnée dans les documents d'orientation. Les documents INFO contiennent des renseignements plus généraux sur le régime et le processus de réglementation destinés au grand public.

Figure 8-1 Éléments du cadre de réglementation



8.1 Loi et règlements

La législation comprend la *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires* [36] (*LSRN*) et ses règlements. Ceux-ci ont été révisés. La *LSRN* est une loi habilitante étoffée qui établit le cadre juridique de la réglementation du secteur nucléaire au Canada. Toute personne souhaitant exercer des activités liées au nucléaire au Canada est obligée, selon la loi, d'être titulaire d'un permis de la Commission. Par ailleurs, la Commission a l'autorisation de prendre des règlements.

Les installations nucléaires de catégorie I sont définies dans le *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I* [37] et, outre les centrales nucléaires, il vise aussi d'autres installations comme les petits réacteurs, les usines de traitement du combustible et les installations de gestion des déchets nucléaires, etc. Le Groupe de travail de la CCSN estime qu'on devrait envisager de modifier le *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I* afin d'exiger que des plans d'urgence hors site soient présentés avec toute demande de permis de construction ou d'exploitation d'une centrale nucléaire.

Un document à l'intention des commissaires (CMD) proposant l'*intégration des bilans périodiques de la sûreté liés à l'autorisation des centrales nucléaires* est en cours de préparation.

Dans ce document, on cherche à obtenir l'approbation de la Commission relativement à l'intégration de la démarche des bilans périodiques de la sûreté (BPS) dans un document d'application de la réglementation dont la mise en œuvre permettrait d'ajouter une condition de permis aux permis d'exploitation de centrale nucléaire (PERP) lors de leur renouvellement. Le BPS comprend une comparaison systématique et exhaustive par rapport aux normes modernes et au développement technologique qui permet d'assurer la sûreté continue de la centrale et la viabilité des bases de délivrance des permis. Étant donné l'importance qui doit être accordée au bilan périodique de la sûreté des centrales nucléaires en regard des normes modernes, le Groupe de travail de la CCSN estime qu'on devrait tenir compte de l'introduction d'exigences relatives aux BPS dans le *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I*.

Les autres règlements de la *LSRN* qui s'appliquent aux centrales nucléaires comprennent le *Règlement général sur la sûreté et la réglementation nucléaires* et le *Règlement sur la radioprotection* [38]. Aucun changement n'a été apporté au *Règlement général sur la sûreté et la réglementation nucléaires* par suite de cet examen. Cependant, le Groupe de travail de la CCSN estime que l'article 15 du *Règlement sur la radioprotection* devrait être révisé pour des raisons d'uniformité avec les documents d'orientation internationaux.

De façon générale, le Groupe de travail de la CCSN constate que la *Loi* et ses règlements sont adéquats. Cette constatation s'inscrit dans la foulée des résultats obtenus par la mission du Service d'examen intégré de la réglementation de l'AIEA au Canada, 2009 [38], à l'effet que « *Le cadre législatif et réglementaire canadien est complet et compte un ensemble approprié d'instruments permettant d'appliquer le régime légal efficacement.* ».

8.2 Permis, conditions de permis et ordres/ordonnances

La *LSRN* autorise la Commission à établir des catégories de permis, ce qui confère à la CCSN l'autorité et la souplesse de modifier rapidement les permis pour imposer des exigences additionnelles afin d'améliorer continuellement le rendement en matière de sûreté du secteur nucléaire. Cela est considéré comme un point fort du régime canadien.

Les permis qui s'appliquent aux centrales nucléaires sont les permis d'exploitation de réacteurs de puissance (PERP). La CCSN révisé actuellement le format des PERP afin de mieux couvrir les domaines de sûreté et de réglementation rattachés aux modes d'exploitation sûre des centrales nucléaires. La CCSN procède actuellement à la révision du contenu des PERP afin de réduire au minimum le nombre de modifications administratives. Parallèlement, chaque PERP doit être accompagné d'un Manuel des conditions de permis (MCP) qui décrit les critères de vérification de la conformité qui seront utilisés pour confirmer l'exploitation sûre. Des modèles génériques pour les PERP et le MCP des centrales nucléaires ont été approuvés pour utilisation.

Le Groupe de travail de la CCSN a examiné les modèles des PERP et des MCP des centrales nucléaires et croit qu'il conviendrait d'y inclure d'autres critères de vérification des exigences et de la conformité au moment de leur révision. Les permis devraient être convertis au nouveau format soit lors du prochain renouvellement, ce qui nous mène au 30 octobre 2014 pour tous les titulaires de permis, ou encore, lorsque les modèles auront été révisés et approuvés; on pourrait ainsi modifier tous les PERP simultanément. Étant donné que le secteur nucléaire met déjà en œuvre les programmes requis pour satisfaire aux nouvelles exigences et qu'un effort considérable est requis pour préparer ou réviser le MCP de chaque PERP, le Groupe de travail de la CCSN croit que les PERP et les MCP devraient adopter le nouveau format lors du prochain renouvellement.

Le Groupe de travail de la CCSN estime que deux nouvelles exigences relatives à la sûreté devraient être ajoutées au format du PERP. La première est une exigence à l'effet que les titulaires de permis mettent en œuvre et maintiennent un programme de gestion des accidents. La deuxième est que les titulaires de permis devraient mettre en œuvre et maintenir un programme de gestion des accidents graves. Le Groupe de travail de la CCSN croit qu'une nouvelle condition de permis devrait être ajoutée pour exiger que les titulaires de permis mettent en œuvre et maintiennent un programme d'information publique qui comprendrait un protocole de divulgation publique. Des ajouts semblables devraient être faits au format du MCP des centrales nucléaires afin d'inclure des critères de vérification de la conformité s'y rapportant.

Le Groupe de travail de la CCSN a envisagé la nécessité d'une ordonnance à l'intention du secteur nucléaire pour qu'il mette en œuvre les leçons tirées de l'accident de Fukushima. Mais étant donné que le secteur nucléaire a répondu de manière appropriée et volontaire et qu'il met déjà en œuvre différentes améliorations, le Groupe de travail de la CCSN constate qu'aucune ordonnance n'est requise. Plutôt, le personnel de la CCSN assurera une surveillance réglementaire des activités des titulaires de permis en fonction d'un processus établi et vérifiera la conformité avec les exigences réglementaires changeantes.

8.3 Documents d'application de la réglementation et documents d'orientation

Le Groupe de travail de la CCSN a examiné les documents d'application de la réglementation et les documents d'orientation publiés par la CCSN qui sont mentionnés en référence dans le PERP ou le MCP.

Des résultats spécifiques de l'examen associés aux documents d'application de la réglementation de la CCSN recueillis par le Groupe de travail de la CCSN sont indiqués dans le document d'appui qui porte sur le cadre de réglementation de la CCSN [40]. Ce document doit être utilisé par le comité directeur sur le cadre de réglementation de la CCSN lors de l'établissement des priorités pour l'examen des documents et par les équipes de vérification des documents lorsqu'ils réviseront des documents d'application de la réglementation spécifiques.

La conclusion générale est qu'il n'est pas nécessaire de modifier le cadre de réglementation ni de déterminer un nombre minimal nécessaire et suffisant de documents d'application de la réglementation et de documents d'orientation (RD et GD) pour appuyer le programme de réglementation des réacteurs de puissance. Dans l'éventualité où le cadre serait révisé par le Comité directeur sur le cadre de réglementation dans le futur, le Groupe de travail de la CCSN estime que les modèles du PERP et des MCP devraient être utilisés comme fondement pour déterminer s'il faut créer ou non un RD ou un GD. Les PERP et les MCP contiennent actuellement des exigences réglementaires ou des attentes qui ne sont pas contenues dans les RD ou les GD; lorsque le cadre sera révisé, il sera possible de combler cette lacune.

Le Groupe de travail de la CCSN estime que certains documents devraient être mis à jour. Mentionnons par exemple le document RD-337, *Conception des nouvelles centrales*, le document RD-310, *Analyses de la sûreté pour les centrales nucléaires*, le document S-294, *Études probabilistes de sûreté (EPS) pour les centrales nucléaires*, le document G-306, *Programme de gestion des accidents graves touchant les réacteurs nucléaires*, le document G-225, *Planification d'urgence dans les installations nucléaires de catégorie I, les mines d'uranium et les usines de concentration d'uranium* et le document RD-353, *Mise à l'épreuve des mesures d'urgence*. D'autres documents d'application de la réglementation devraient être mis à jour lors de la prochaine révision.

Le Groupe de travail de la CCSN croit que la Commission devrait approuver pour publication le document RD-99.3, *Exigences relatives à l'information et à la divulgation publiques* [41] et le document GD-99.3, *Guide des exigences relatives à l'information et à la divulgation publiques*. Le document GD-99.3 remplacera le G-217, *Les programmes d'information publique des titulaires de permis* [42], alors que le document RD-99.3 contiendra les exigences détaillées concernant les programmes d'information et de divulgation publiques faisant partie de ce programme. L'information à divulguer prévue par ces documents comprend l'incidence des événements naturels comme les tremblements de terre, les rejets normaux ou anormaux de matières radiologiques ou dangereuses dans l'environnement et les événements imprévus, comme le dépassement des limites réglementaires. Ainsi, les accidents graves, comme celui de Fukushima, seront considérés.

Depuis quelques années, certains réacteurs plus anciens arrivent au terme de leur durée de vie prévue et des titulaires de permis ont présenté des demandes de prolongement de la durée de vie de leurs centrales nucléaires. À titre d'exigence préalable, les titulaires de permis doivent réaliser un examen intégré de la sûreté (EIS)³¹ conformément au RD-360, *Prolongement de la durée de vie des centrales nucléaires* [43]. Une partie de cet EIS consiste à réaliser un examen comparatif avec les normes et pratiques modernes. Les lacunes identifiées sont révisées et des mises à niveau réalisables sont incluses dans le plan d'amélioration intégré. Les titulaires de permis doivent combler les lacunes dans la mesure du possible.

L'EIS est une occasion de réévaluer l'ensemble du dossier de sûreté d'une centrale nucléaire. Le Groupe de travail de la CCSN estime que de tels examens devraient être réalisés sur une base régulière au moyen de bilans périodiques de la sûreté. Une fréquence de 10 ans – ce qui est conforme aux pratiques internationales – est jugée raisonnable et pourrait être intégrée au processus d'autorisation.

8.4 Autres parties du cadre de réglementation

Le présent examen porte sur d'autres exigences ou attentes contenues dans les PERP et les MCP, les normes publiées par l'Association canadienne de normalisation (CSA) ou les exigences ou guides publiés par l'Agence internationale de l'énergie atomique. En raison du manque de temps, le Groupe de travail de la CCSN n'a pas eu l'occasion d'examiner ces autres normes, mais estime qu'il faudrait les examiner au moment opportun, une fois que les changements requis à apporter au cadre de réglementation auront été identifiés.

8.5 Conformité

L'une des activités principales du personnel de la CCSN est de vérifier la conformité des titulaires de permis aux exigences réglementaires. Le personnel de la CCSN effectue des inspections, des examens, des évaluations du rendement et un suivi des événements pour vérifier la conformité. Le Groupe de travail de la CCSN estime que le personnel de la CCSN devrait revoir le programme de conformité afin d'y apporter les améliorations requises une fois que les changements auront été apportés au cadre de réglementation et après qu'ils auront été mis en œuvre. Cet examen comprendrait, sans toutefois s'y limiter, la mise à jour du programme de conformité de référence, qui permet de vérifier sur une base régulière le rendement des centrales

³¹ Un examen intégré de la sûreté est en fait une application du bilan périodique de la sûreté, tel que décrit dans le guide de sûreté de l'AIEA, NS-G-2.10, *Bilan périodique de la sûreté des centrales nucléaires en service*.

dans tous les domaines de la sûreté et de la réglementation. Plus particulièrement, on devrait mettre l'accent sur les points suivants :

- les programmes de gestion des accidents et les dispositions s'y rapportant, tel qu'indiqué à la section 8.2, y compris les manuels et les procédures d'accident dans une centrale
- les aspects « opérationnels » de la sûreté nucléaire, afin de s'assurer que les capacités nominales sont respectées, ce qui permet d'accomplir les fonctions de sûreté, comme le contrôle de la réaction de fission, le refroidissement du combustible (y compris des piscines de stockage de combustible usé) et le confinement de la radioactivité
- l'évaluation globale du dossier de sûreté de la centrale en comparaison avec les normes et les meilleures pratiques en vigueur

8.6 Processus

En plus des améliorations à apporter aux différents aspects du cadre de réglementation, les processus d'autorisation et de conformité devraient également être examinés.

De façon plus générale, il pourrait être utile que le processus d'évaluation environnementale tienne compte des accidents graves, si on considère que cela répondrait aux préoccupations du public.

8.7 Constatations de l'examen relatives au cadre et aux processus de réglementation

Un examen détaillé du cadre et des processus de réglementation de la CCSN a été réalisé par le Groupe de travail de la CCSN. Cet examen visait la *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires* et ses règlements, les documents d'application de la réglementation de la CCSN, les permis d'exploitation des réacteurs de puissance et les manuels des conditions de permis s'y rapportant, ainsi que les processus clés de la réglementation. Le Groupe de travail de la CCSN a conclu que la *LSRN* n'a pas besoin d'être révisée, pas plus que la structure du cadre de réglementation, suite aux leçons tirées de l'accident survenu à la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi. Le cadre de réglementation canadien est solide et exhaustif, et s'applique même dans le cas des accidents graves.

Les principales constatations reliées à l'amélioration du cadre de réglementation de la CCSN sont les suivantes :

1. Le *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I* ne contient pas d'exigences explicites pour que des plans d'urgence hors site soient présentés.
2. Le *Règlement sur la radioprotection* n'est pas complètement conforme au document d'orientation international et ne décrit pas complètement les exigences réglementaires requises pour atténuer les risques radiologiques pendant les diverses phases d'une urgence.
3. Le Canada n'a pas de processus de bilan périodique de la sûreté. Comme démontré par les pratiques internationales, la surveillance réglementaire des centrales nucléaires pourrait être améliorée par la mise en œuvre d'un processus de bilan périodique de la sûreté.
4. Les conditions de permis actuelles des centrales nucléaires n'abordent pas explicitement la gestion des accidents, la gestion des accidents graves et l'information publique.
5. Le document RD-99.3, *Exigences relatives à l'information et à la divulgation publiques* et son document connexe, le GD-99.3, *Guide des exigences relatives à l'information et à la divulgation publiques* n'ont pas été approuvés pour publication, ce qui laisse un écart

potentiel entre les exigences réglementaires et les guides pour les programmes d'information publiques des détenteurs de permis.

6. Le plan triennal du cadre de réglementation ne tient pas présentement compte des constatations de l'examen réalisé par le Groupe de travail de la CCSN.
7. Un petit nombre de documents RD et GD n'ont pas d'exigences ou d'orientation tenant compte des leçons tirées de l'événement.
8. Les leçons retenues ne sont pas encore prises en compte lors de la prochaine révision de certains documents RD ou GD liés aux centrales nucléaires.
9. Les leçons retenues ne sont pas encore totalement prises en compte dans la préparation des nouveaux documents RD ou GD.
10. Toutes les normes de l'Association canadienne de normalisation (CSA) qui s'appliquent aux centrales nucléaires n'ont pas été revues par le personnel de la CCSN pour faire suite aux leçons tirées.

La principale constatation pour les processus gérés par la CCSN est le suivant :

11. Les manuels des conditions de permis manquent d'exigences et de direction nécessaires pour tenir compte des leçons tirées de l'accident.

9 Répercussions sur la construction de nouvelles centrales

À la section 8, on donne un aperçu général des processus de la CCSN liés à l'autorisation et à la conformité des installations nucléaires, et un aperçu des constatations de l'examen. La présente section porte sur des résultats plus spécifiques associés à la conception et à l'analyse des nouvelles centrales nucléaires et des facteurs connexes. Les leçons tirées de l'événement qui sont présentées dans la présente section sont préliminaires et proviennent essentiellement d'évaluations réalisées soit par le Groupe de travail de la CCSN ou en son nom, pour des réacteurs existants (p. ex. technologie CANDU). En préparation pour une mise à jour officielle du RD-337, *Conception des nouvelles centrales nucléaires*, le personnel de la CCSN procède actuellement à un examen plus général des exigences des nouvelles centrales sans égard à des technologies particulières. Dans le cadre du présent examen, le personnel de la CCSN tiendra compte également des leçons tirées de l'événement de Fukushima à ce jour, afin de réviser le document RD-337.

Dans les paragraphes suivants, le Groupe de travail de la CCSN présente ses constatations générales, qui sont suivies par des résultats spécifiques à l'intention du personnel en vue d'effectuer un suivi de certains aspects particuliers de la conception et de l'analyse.

La constatation générale est que, à ce jour, il n'y a pas de leçons tirées de Fukushima qui mettent en doute la démarche fondamentale en matière de sûreté des réacteurs et la réglementation (p. ex. l'application du principe de défense en profondeur et des barrières physiques multiples) pour les nouvelles centrales nucléaires au Canada. Néanmoins, il importe de tirer des leçons de tous les événements qui se produisent, particulièrement ceux qui ont des conséquences importantes sur la sûreté du public et sur l'environnement, et la CCSN a l'intention de modifier les exigences pour les nouvelles centrales nucléaires à cet égard.

Le principal résultat de l'examen est que, même s'il reconnaît que l'approche fondamentale est adéquate, le personnel de la CCSN devrait réexaminer les exigences détaillées relatives à la conception et à l'analyse des nouvelles centrales nucléaires, à la lumière des événements de Fukushima, afin de s'assurer que celles-ci sont adéquates et conformes aux meilleures pratiques

internationales. Le personnel pourrait entreprendre cette activité lors de la révision officielle du document RD-337.

Les fondements et principes sous-jacents selon lesquels les réacteurs sont conçus et réglementés sont solides – la démarche « élargie » de défense en profondeur, conjuguée à l'application de barrières multiples contre le rejet de radioactivité et de substances radioactives est essentiellement fiable. La démarche élargie exige que la conception des nouvelles centrales nucléaires prévoie des dispositions spécifiques afin de réduire la probabilité et d'atténuer les conséquences des accidents graves. Cette démarche globale est appliquée dans les normes internationales, comme celles de l'AIEA, et au Canada, elle est documentée de manière détaillée dans le document RD-337, publié en 2008. Ces exigences réglementaires pour les nouvelles centrales nucléaires représentent les pratiques en vigueur de nos jours. Depuis la publication du document RD-337, la CCSN participe à des forums internationaux et a beaucoup appris de l'expérience internationale, tout en contribuant à la préparation de nouvelles normes. La CCSN procède donc actuellement à la mise à jour du RD-337 et à l'élaboration et la rédaction d'un document connexe, le GD-337.

L'événement de Fukushima a mis en lumière l'importance de nombreux aspects associés à la robustesse de la conception des centrales, aux phénomènes liés aux accidents graves, à la gestion de ce type d'accident et, de manière plus générale, à la nécessité et à la pertinence d'avoir des dispositifs de conception complémentaires. Il a également attiré l'attention sur la nécessité d'avoir une conception capable de faire face à des circonstances imprévues, y compris des événements externes graves. Voici quelques résultats spécifiques de l'examen réalisé par le Groupe de travail de la CCSN pour le personnel de la CCSN, en ce qui a trait à la conception et à l'analyse des nouvelles centrales nucléaires. Bon nombre de ces résultats traitent de questions concernant les centrales nucléaires en service à la section 6. Dans ce contexte, les résultats montrent la nécessité d'envisager des améliorations ou une évaluation confirmatoire. Il convient également de régler les problèmes en imposant des exigences réglementaires adéquates aux nouvelles centrales.

1. Les objectifs de sûreté contenus dans le document RD-337, *Conception des nouvelles centrales nucléaires* sont basés sur des événements survenant dans les centrales à une seule tranche. Des objectifs de sûreté basés sur le site ou d'autres critères de sûreté qui tiennent compte des caractéristiques du site (notamment la répartition démographique) et de la possibilité que des accidents surviennent dans des centrales multitranches ne sont pas considérés explicitement.
2. Bien que le document RD-337 comporte déjà des exigences explicites pour la conception des dispositifs complémentaires conformes aux pratiques internationales, celles-ci peuvent ne pas être complètes. De plus, il n'y a pas d'exigences explicites relatives aux piscines de stockage de combustible usé, incluant la gestion des gaz combustibles.
3. Bien que les objectifs de sûreté soient probablement adéquats pour la conception de chaque réacteur pris individuellement, le Groupe de travail de la CCSN est d'avis que ces objectifs à eux seuls ne sont pas suffisants pour démontrer une réponse hors site efficace. Une valeur de rejet plus importante distincte demanderait une évaluation plus exigeante de la réponse d'urgence hors site.
4. L'événement de Fukushima a démontré les lacunes associées au fait qu'une centrale nucléaire a seulement recours à des systèmes techniques actifs. La nécessité d'exigences réglementaires spécifiques concernant les dispositifs de sûreté passifs n'a pas été évaluée.
5. Les exigences dans le document RD-337 pour la conception, l'emplacement et la robustesse technique des piscines de stockage de combustible usé ne sont pas complètes pour le spectre complet des scénarios hors dimensionnement.
6. La CCSN n'a pas documenté une approche systématique concernant l'évaluation de tous les types d'événements externes susceptibles de se produire au Canada. La démarche tiendrait compte à la fois des événements de dimensionnement et des événements hors dimensionnement.

7. L'accident de Fukushima rappelle la nécessité de prendre en compte « l'effet de falaise » et d'établir des marges à cet effet, particulièrement lorsque le dépassement de l'effet de falaise risque d'avoir des conséquences catastrophiques. La CCSN n'a présentement aucune exigence explicite pour l'évaluation de ces marges pour les nouvelles centrales nucléaires.
8. La CCSN n'a pas d'exigences pour l'analyse des accidents qui surviennent dans des centrales multitranches, particulièrement les événements de cause commune.
9. Les exigences de la CCSN concernant la conception qui faciliteraient la gestion des accidents et des accidents graves sont incomplètes. Par exemple, il n'y a pas de dispositions explicites concernant l'utilisation d'équipement portable et la disponibilité nécessaire de points de raccordement pour les alimentations électriques et en eau temporaires.
10. La CCSN n'a pas d'exigences explicites concernant des dispositifs de conception complémentaires qui interviendraient pour protéger le confinement. L'un de ces dispositifs est associé à la ventilation filtrée du confinement.
11. La CCSN n'a pas d'exigences relatives aux délais minimums avant qu'une intervention de l'opérateur soit requise. Ces exigences pourraient être appropriées aux types d'intervention, par exemple, le temps requis pour amener sur place l'équipement portable.
12. Des accidents survenus antérieurement ont démontré l'importance pour les opérateurs d'avoir accès à de l'information fiable sur leur centrale. La CCSN n'a pas présentement d'exigences relatives à des dispositifs de surveillance de centrale plus performants et d'instruments qui fonctionneraient de manière fiable dans des conditions d'accident grave, ainsi que des exigences relatives à la disponibilité de l'équipement de salle de commande.
13. La CCSN n'a pas d'exigences de conception concernant la surveillance radiologique automatisée sur place en temps réel.
14. La CCSN n'a pas d'exigences explicites concernant le système d'évacuation d'urgence de la chaleur dans des conditions d'accident hors dimensionnement, y compris la durée de mission pendant laquelle il devrait être disponible.
15. La CCSN n'a pas d'exigences complètes relatives à l'aménagement de la centrale et du site qui favorisent la protection contre les risques externes.
16. Les exigences réglementaires de la CCSN pour les limites et conditions d'exploitation n'intègrent pas, dans une structure, les besoins en matière de commande et de contrôle pendant le fonctionnement normal, les procédures d'exploitation d'urgence et les lignes directrices sur la gestion des accidents graves. En outre, il n'y a pas d'exigences pour une orientation plus approfondie concernant les « lignes directrices pour l'atténuation des dommages », comme celles utilisées aux États-Unis, qui peuvent être utiles lorsqu'il y a des dommages importants sur un site.

10 Conclusion et recommandations

Le Groupe de travail de la CCSN confirme que les réacteurs CANDU disposent d'une conception robuste et solide qui repose sur plusieurs niveaux de défense. La conception permet de s'assurer que les événements externes considérés comme crédibles durant la durée de vie d'une centrale n'ont pas d'incidence sur le public. La conception offre également une protection contre les événements externes dont la probabilité est très faible. Cependant, il pourrait être nécessaire de mettre à jour le dimensionnement relatif à divers événements externes pour certaines centrales.

L'examen réalisé suite à l'accident de Fukushima a permis d'examiner des événements plus graves que ceux qui sont considérés historiquement comme crédibles, ainsi que leur incidence sur les centrales nucléaires. Le Groupe de travail de la CCSN propose des changements à la conception ou aux procédures lorsqu'il y a des lacunes, afin de réduire au minimum ou d'éliminer les incidences de ces événements.

Les mesures prises par le secteur nucléaire et les mesures proposées pour l'avenir permettront de s'assurer que les incidences sur le public seront le plus faible possible dans le cas des événements extrêmes, de manière à ne pas ajouter des conséquences autres que celles directement liées aux événements eux-mêmes.

Le Groupe de travail de la CCSN a élaboré un grand nombre de constatations détaillées qui se rattachent exclusivement aux leçons tirées de l'accident de Fukushima. Elles sont toutes présentées aux sections 6 à 9 du présent rapport. Les constatations de l'examen ont été rendues par comparaison aux *Critères de l'examen de sûreté des centrales nucléaires*. Ces critères excèdent, de façon générale, les conditions et les attentes applicables du cadre de réglementation actuel de la CCSN.

De façon générale, le Groupe de travail de la CCSN conclut que les centrales nucléaires canadiennes sont sécuritaires et qu'elles posent un risque très faible pour la santé et la sécurité des Canadiens ou de l'environnement. Le Groupe de travail de la CCSN est d'avis que les améliorations recommandées dans le présent rapport renforceront encore davantage la sûreté de l'énergie nucléaire au Canada et réduiront les risques au niveau le plus faible possible.

Sous la supervision de la CCSN et de son personnel, les centrales nucléaires canadiennes sont exploitées de manière sécuritaire depuis plus de 40 ans. Comme cela a toujours été le cas, les permis ne sont délivrés que lorsque la CCSN considère que les centrales peuvent être exploitées de manière sécuritaire.

Les recommandations du Groupe de travail de la CCSN sont résumées ci-après – ces recommandations s'appliquent aux réacteurs actuellement en service et doivent être suivies pour la construction des nouvelles centrales. Ces recommandations sont fondées sur les constatations présentées aux sections 6 à 9 du rapport. Le tableau de l'annexe D montre le lien entre les recommandations et les constatations détaillées du Groupe de travail.

10.1 Renforcer la défense en profondeur des réacteurs

1. Les titulaires de permis devraient vérifier systématiquement les capacités nominales de leur centrale, et les améliorer au besoin, pour ce qui est des accidents hors dimensionnement et des conditions d'accident grave, y compris :
 - a) la réponse en surpression des principaux systèmes et composants
 - b) la capacité du confinement à empêcher les rejets non filtrés de matières radioactives
 - c) les capacités de contrôle de l'hydrogène et d'autres gaz combustibles :
 - i) accélérer l'installation de systèmes de gestion de l'hydrogène et de systèmes d'échantillonnage
 - ii) les piscines de stockage de combustible usé et toute autre zone où l'accumulation d'hydrogène ne peut être empêchée doivent être incluses
 - d) les capacités en eau d'appoint pour les générateurs de vapeur, le circuit caloporteur primaire et les systèmes connexes, le modérateur, le bouclier caisson et les piscines de stockage de combustible usé
 - e) le respect des exigences de rendement en matière d'autonomie de la centrale, comme la disponibilité et la pérennité de l'équipement et des instruments suite à une perte soutenue de l'alimentation électrique et de la capacité à évacuer la chaleur du réacteur

- f) les installations de contrôle du rayonnement³² pour le personnel participant à la gestion de l'accident
 - g) l'équipement et les ressources en cas d'urgence qui pourraient se trouver à l'extérieur du site et être apportés sur place en cas de besoin
2. Les titulaires de permis doivent réaliser des évaluations sur les risques externes spécifiques à leur site qui soient plus complètes, afin de démontrer que :
- a) l'importance des risques externes associés aux accidents de dimensionnement et aux accidents hors dimensionnement est conforme à celle considérée dans le cas des meilleures pratiques internationales en vigueur
 - b) les conséquences des événements déclenchés par des risques externes se situent à l'intérieur des limites applicables

De telles évaluations doivent être mises à jour périodiquement afin de refléter les connaissances acquises et les exigences plus récentes.

3. Les titulaires de permis devraient améliorer leurs capacités de modélisation et réaliser des analyses systématiques des accidents hors dimensionnement, qui comprendront :

- a) les événements survenant dans des centrales multitranches
- b) les accidents déclenchés par des événements externes
- c) les accidents survenant dans des piscines de stockage de combustible usé

Ces analyses devraient aussi évaluer les rejets de produits de fission, d'aérosols et de gaz combustibles dans l'atmosphère et dans l'eau.

10.2 Améliorer l'intervention d'urgence

4. Les titulaires de permis doivent évaluer leur plan d'urgence afin de s'assurer que les organisations d'intervention d'urgence seront capables de répondre efficacement en cas d'événement grave ou d'accident survenant dans une centrale multitranches. Ils doivent organiser des exercices d'urgence suffisamment difficiles basés sur ces événements.

5. Les titulaires de permis doivent réviser et mettre à jour leurs installations et leur équipement d'urgence. Plus particulièrement, ils doivent :

- a) s'assurer du bon fonctionnement des installations primaires et des installations de secours, ainsi que de tout l'équipement d'intervention en cas d'urgence qui nécessite de l'électricité ou de l'eau
- b) officialiser tous les arrangements et ententes relatifs au soutien externe et les documenter dans les plans et procédures d'urgence applicables
- c) vérifier ou élaborer des outils visant à fournir aux autorités externes une estimation de la quantité de matières radioactives qui pourraient être rejetées et des doses s'y rapportant, incluant l'installation de systèmes automatisés de surveillance en temps réel du rayonnement aux limites de la centrale, avec alimentation de secours

6. Les autorités fédérales et provinciales responsables de planifier l'intervention en cas d'urgence nucléaire doivent réviser leurs plans et leurs programmes d'appui et elles doivent notamment :

- a) s'assurer que les activités de révision des plans sont réalisées rapidement et faire des exercices pleine échelle une priorité

³² Les installations de contrôle sont les emplacements à partir desquels la commande du réacteur et les mesures d'atténuation des accidents peuvent être mises en œuvre. Ce pourrait être, par exemple, la salle de commande principale, les aires de commande secondaires et les centres d'urgence.

- b) établir des processus officiels de surveillance nationale qui soient transparents pour les plans et programmes d'urgence nucléaire, et pour leur rendement
- c) revoir les fondements de la planification des arrangements à l'extérieur du site en les adaptant aux scénarios d'accident survenant dans une centrale multitranches
- d) examiner les arrangements en matière de protection, incluant la résolution des questions se rapportant aux alertes du public, à la validation de l'efficacité des comprimés d'iodure de potassium (KI) et aux stratégies de distribution, et vérifier ou mettre au point la capacité de faire des prévisions quant aux effets hors site

10.3 Amélioration du cadre et des processus de réglementation

7. La CCSN devrait amorcer un processus officiel visant à modifier le *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I* dans le but d'exiger que les titulaires de permis présentent des plans d'urgence hors site avec toute demande de construire ou d'exploiter une centrale nucléaire.

8. La CCSN devrait modifier le *Règlement sur la radioprotection* afin de l'aligner davantage aux documents d'orientation internationaux et de décrire de manière plus détaillée les exigences réglementaires requises pour prendre en compte les risques radiologiques pendant les diverses phases d'une urgence.

9. La CCSN devrait mettre à jour le cadre des documents d'application de la réglementation, comme suit :

- a) mettre à jour les exigences et attentes liées aux accidents de dimensionnement et hors dimensionnement, y compris celles qui se rapportent aux points suivants :
 - i) risques externes et méthodes d'évaluation des ordres de grandeur
 - ii) objectifs de sûreté probabilistes
 - iii) dispositifs de conception complémentaires à la fois pour la prévention et l'atténuation des accidents graves
 - iv) dispositifs de sûreté passifs
 - v) transfert et stockage du combustible
 - vi) caractéristiques de conception facilitant la gestion des accidents
- b) élaborer un document d'application de la réglementation portant sur la gestion des accidents
- c) étoffer l'ensemble des documents d'application de la réglementation portant sur la préparation aux situations d'urgence
- d) révision des normes applicables de l'Association canadienne de normalisation

10. La CCSN devrait modifier tous les permis d'exploitation des réacteurs de puissance afin d'inclure des conditions de permis spécifiques, en exigeant la mise en œuvre de dispositions relatives à la gestion des accidents, à la gestion des accidents graves et à l'information publique.

11. La CCSN devrait améliorer la surveillance réglementaire des centrales nucléaires en mettant en œuvre un processus incluant des bilans périodiques de la sûreté.

12. La CCSN devrait réviser les protocoles d'entente avec les organismes de réglementation à l'étranger qui possèdent des réacteurs CANDU afin de déterminer quel est le soutien dont ils auraient besoin de la part de la CCSN en cas d'urgence nucléaire.

13. La CCSN devrait améliorer sa collaboration avec d'autres organismes de réglementation nucléaire concernant les leçons tirées de l'accident de Fukushima et renforcer ainsi la capacité à intervenir efficacement en cas d'urgence nucléaire.

Glossaire

accident

Événement inattendu, y compris les erreurs opérationnelles, les défaillances de l'équipement ou autres contretemps dont les conséquences ou les conséquences potentielles ne sont pas négligeables de point de vue de la protection ou de la sûreté. Aux fins du présent document, les accidents comprennent les accidents de dimensionnement et les accidents hors dimensionnement. Les incidents de fonctionnement prévus dont les conséquences en matière de protection et de sûreté sont négligeables ne sont pas des accidents.

accident de dimensionnement

Conditions d'accident pour lesquelles une centrale nucléaire est conçue, selon les critères d'acceptation établis, et pour lesquelles les dommages causés au combustible et les rejets de matières radioactives sont maintenus dans les limites autorisées.

accident grave

Accident hors dimensionnement caractérisé par une détérioration importante du cœur du réacteur.

accident hors dimensionnement

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

acte malveillant

Acte illégal ou acte commis dans l'intention de causer des torts.

analyse de la sûreté

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

analyse déterministe de sûreté

Analyse des réponses d'une centrale nucléaire à un événement particulier, réalisée en utilisant des règles et des hypothèses prédéterminées (p. ex. l'état opérationnel initial, la disponibilité et le rendement des systèmes de la centrale et les actions des opérateurs). L'analyse déterministe peut être réalisée selon la méthode prudente ou celle de la meilleure estimation.

atténuation

Mesures destinées à limiter l'étendue des dommages touchant le cœur, à prévenir l'interaction entre de la matière fondue et les structures de confinement, à maintenir l'intégrité du confinement et à réduire au minimum les rejets hors d'une installation en cas d'accident.

caractéristique de conception complémentaire

Caractéristiques de conception ne faisant pas partie de l'enveloppe de dimensionnement et qui ont été introduites dans le but de prendre en considération les accidents hors dimensionnement, incluant les accidents graves.

conception à sûreté intégrée

Conception dont les modes de défaillance les plus probables ne résultent pas en une réduction de la sûreté.

confinement

Méthode ou structure matérielle conçue pour empêcher le rejet de substances nucléaires. Ce terme est habituellement utilisé dans les réacteurs de puissance.

défaillance d'origine commune

Défaillance simultanée d'au moins deux structures, systèmes ou composants attribuable à un événement ou à une cause spécifique unique, comme un phénomène naturel (séisme, tornade ou inondation), un défaut de conception ou de fabrication, une erreur d'exploitation ou de maintenance, un événement destructeur d'origine humaine ou une autre cause ou événement.

défense en profondeur

Déploiement hiérarchique de différents niveaux d'équipement et de procédures visant à prévenir l'accroissement des incidents de fonctionnement prévus et à préserver l'efficacité des barrières matérielles placées entre une source de rayonnement ou une substance radioactive et les travailleurs, les membres du public ou l'environnement, dans des circonstances d'exploitation, et dans le cas de certaines barrières, lors d'accidents.

dimensionnement

Éventail des conditions et des événements pris explicitement en considération dans la conception des structures, des systèmes et des composants d'une installation nucléaire, conformément aux critères fixés, de façon que l'installation puisse y résister sans dépassement des limites autorisées lorsque les systèmes de sûreté fonctionnent comme prévu.

diversité

Présence de deux ou plusieurs systèmes ou composants redondants qui remplissent une fonction donnée et qui ont des caractéristiques diverses permettant d'éviter une défaillance de cause commune.

dommage au cœur

Détérioration du cœur résultant de séquences d'événements plus graves que les accidents de dimensionnement.

dossier de sûreté

Ensemble intégré d'arguments et de preuves pour établir la sûreté d'une installation. Le dossier de sûreté comprend normalement une évaluation de la sûreté mais peut aussi contenir des renseignements (avec preuves et raisonnements à l'appui) sur la solidité et la fiabilité de l'évaluation de la sûreté et des hypothèses qui s'y trouvent.

durée de mission

Période pendant laquelle un système ou un composant est supposé fonctionner ou être en mesure de fonctionner et de remplir sa fonction après un événement.

enveloppe sous pression

Enveloppe sous pression de toute cuve, système ou composant d'un système nucléaire ou non nucléaire.

état d'arrêt

État sous-critique d'un réacteur avec une marge définie qui prévient le retour à la criticité sans intervention externe.

étude probabiliste de sûreté

Analyse complète et intégrée de la sûreté d'une centrale nucléaire ou d'un réacteur. L'étude tient compte de la probabilité, de la progression et des conséquences de la défaillance des équipements ou des conditions transitoires, analyse sa probabilité, ses conséquences et la progression de

l'incident. L'analyse fournit des données numériques qui donnent une mesure cohérente de la sûreté de la centrale ou du réacteur :

- une EPS de niveau 1 détermine et quantifie les séquences d'événements conduisant à une perte de l'intégrité structurelle du cœur et à des défaillances massives de combustible
- une EPS de niveau 2 part des résultats du niveau 1; elle analyse le comportement du confinement, évalue les radionucléides émis par le combustible défaillant et quantifie les rejets dans l'environnement
- une EPS de niveau 3 part des résultats du niveau 2; elle analyse la distribution des radionucléides dans l'environnement et évalue les effets sur la santé publique

événement de cause commune

Événement qui entraîne des défaillances d'origine commune.

événement externe

Tout événement se produisant dans l'environnement externe d'une centrale nucléaire et pouvant provoquer une défaillance des systèmes, structures ou composants de la centrale. Les événements externes comprennent, mais non exclusivement, les tremblements de terre, les inondations et les ouragans.

événement initiateur hypothétique

Événement dont on détermine au stade de la conception (p. ex. d'un réacteur) qu'il peut entraîner des incidents de fonctionnement prévus ou des conditions accidentelles. Cela signifie qu'un événement initiateur postulé n'est pas nécessairement lui-même un accident, mais plutôt un événement qui déclenche une séquence pouvant mener à un incident de fonctionnement prévu, un accident de dimensionnement ou un accident hors dimensionnement, selon les défaillances supplémentaires qui se produisent.

événement interne

Événement se produisant dans la centrale qui est attribuable à une erreur humaine ou à une défaillance d'un système, d'une structure ou d'un composant.

exercice d'urgence

Simulation d'une situation d'urgence visant à mettre à l'épreuve un scénario d'intervention d'urgence pour évaluer la capacité des intervenants d'agir de façon intégrée.

exploitation normale

Exploitation d'une centrale nucléaire à l'intérieur de limites et de conditions d'exploitation définies qui régissent le démarrage, l'exploitation à divers niveaux de puissance, la mise à l'arrêt, l'arrêt, la maintenance, les essais et le rechargement de combustible.

fonction de sûreté

Fonction spécifique qui doit être accomplie pour assurer la sûreté.

fréquence des dommages au cœur

Expression de la probabilité que, en fonction de la conception et de l'exploitation d'un réacteur, un accident puisse entraîner des dommages au combustible qui se trouve dans le cœur.

incident de fonctionnement prévu

Processus opérationnel qui s'écarte du fonctionnement normal et qui devrait survenir à tout le moins une fois au cours du cycle de vie utile de la centrale nucléaire mais qui ne cause pas, selon

les dispositions de conception appropriées, de dommage important aux composants importants pour la sûreté, ou qui ne se transforme pas en accident.

installation nucléaire de catégorie I

Une installation nucléaire de catégorie I est une installation nucléaire de catégorie IA ou IB tel que décrit au *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I*.

intervention en cas d'urgence

Ensemble intégré d'éléments infrastructurels qui est nécessaire pour assurer l'exécution d'une fonction ou d'une tâche spécifique visant à prévenir, à atténuer ou à maîtriser les effets d'un rejet accidentel.

manœuvres d'urgence

Mise à l'épreuve d'une procédure ou de tout aspect particulier d'un plan d'intervention d'urgence.

marge de sûreté

Marge attribuée à la valeur ou variable de sûreté d'une barrière ou d'un système, à laquelle des dommages ou des pertes pourraient se produire. Des marges de sûreté sont prises en compte pour les systèmes et barrières dont la défaillance est susceptible de contribuer à des rejets radiologiques.

organisation d'intervention d'urgence

Groupe d'intervenants interreliés dont la fonction est d'atténuer les conséquences d'une situation d'urgence. Les rôles et les responsabilités d'une organisation d'intervention d'urgence doivent être prédéfinis et coordonnés.

prévention

Dans le contexte de la gestion des accidents graves, mesures visant à prévenir ou à retarder le déclenchement d'un accident grave.

programme de gestion des accidents graves

Programme qui établit les deux éléments suivants :

- les mesures à prendre pour prévenir des dommages graves au cœur du réacteur, pour atténuer les conséquences des dommages au cœur s'il devait y en avoir et pour placer, à long terme, le réacteur dans un état stable et sécuritaire
- les mesures préparatoires nécessaires à la mise en œuvre de ces mesures

prudence

Utilisation d'hypothèses fondées sur l'expérience ou des données indirectes, sur un phénomène ou un comportement d'un système à la limite ou proche de la limite prévue, qui permettent d'augmenter les marges de sûreté ou de prédire des conséquences plus graves que si des hypothèses fondées sur la meilleure estimation avaient été utilisées.

réalisable

Faisable et justifiable sur le plan technique lorsqu'on prend en compte les coûts et les avantages prévus.

risque externe

Événement naturel ou attribuable à une intervention humaine qui se produit à l'extérieur de l'installation et dont les effets sur le réacteur doivent être considérés comme potentiellement dangereux.

source froide

Système ou composant qui permet le transfert de chaleur depuis une source chaude telle que la chaleur produite par le combustible, jusqu'à un grand milieu qui absorbe la chaleur, comme une grande quantité d'eau.

structures, systèmes et composants

Termes généraux qui recouvrent tous les éléments, sauf les facteurs humains, d'une installation ou d'une activité qui contribuent à la protection et à la sûreté.

Les structures sont les éléments passifs : les bâtiments, les cuves et les blindages. Un système comprend plusieurs composants assemblés de manière à remplir une fonction (active) précise. Les composants sont des éléments distincts d'un système : les câbles, les transistors, les circuits intégrés, les moteurs, les relais, les solénoïdes, les conduites, les raccords, les pompes, les réservoirs et les vannes.

système autonome

Système qui peut remplir son rôle sans être touché par le fonctionnement ou la défaillance d'un autre système.

système de procédé

Système dont la principale fonction est d'appuyer (ou d'aider) à la production de vapeur ou d'électricité.

système de sûreté

Système qui a pour fonction d'assurer l'arrêt sécuritaire du réacteur ou l'évacuation de la chaleur résiduelle du cœur, ou de limiter les conséquences des incidents de fonctionnement prévus et des accidents de dimensionnement.

validation

Présomption du fonctionnement correct d'une structure, d'un système ou d'un composant, ou d'une intervention appropriée de l'opérateur, dans le cadre d'une analyse. (« crédité »)

Documents de référence

- 1 [Report of the Japanese Government to the IAEA Ministerial Conference on Nuclear Safety – Accident at TEPCO’s Fukushima Nuclear Power Stations](#), gouvernement du Japon, 2011-06-18, n° E-DOC 3737963
- 2 [Roadmap towards Restoration from the Accident at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station – Update](#), Tokyo Electric Power Company, 2011-09-20
- 3 [Sources and Effects of Ionizing Radiation](#), Volume 1, UNSCEAR, 2008
- 4 DRPH/2011-010, [Évaluation au 66^{ème} jour des doses externes projetées pour les populations vivant dans la zone de retombée nord-ouest de l’accident nucléaire de Fukushima](#), IRSN, 2011-05-23
- 5 [Lignes directrices canadiennes sur les interventions en situation d’urgence nucléaire](#), Santé Canada, 2002-11
- 6 CIPR, Publication 103, [The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection](#). Ann. ICRP 37 (2-4), 2007
- 7 CIPR, Publication 109, [Application of the Commission’s Recommendations for the Protection of People in Emergency Exposure Situations](#). Ann. ICRP 39 (1), 2009
- 8 [Plan des mesures d’urgence de la CCSN – CAN2-1](#), révision 6, CCSN, 2010-12, n° E-DOC 3630104
- 9 [Règlement général sur la sûreté et la réglementation nucléaires](#), DORS/2000-202
- 10 CMD 11-M15, [Séance d’information du personnel de la CCSN : CMD 11-M15 – 30 mars 2011: Centrale nucléaire de Fukushima : conception des réacteurs et résumé des événements](#), CCSN, 2011-03-30
- 11 CMD 11-M30, [Rapport d’étape sur les centrales nucléaires](#), CCSN, 2011-06-02
- 12 [Cadre de référence – Groupe de travail de la CCSN – Examen de l’événement nucléaire au Japon : répercussions sur les centrales nucléaires canadiennes](#), CCSN, 2011-04-28
- 13 [Groupe de travail sur Fukushima : critères de l’examen de sûreté des centrales nucléaires](#), CCSN, 2011-06
- 14 [Charter for the Nuclear Regulatory Commission Task Force to Conduct a Near-term Evaluation of the need for Agency Actions following the Events in Japan](#), US-NRC, ML110910479, 2011-04-01
- 15 [“Stress Tests” Specifications: Proposal by the WENRA Task Force](#), WENRA, 2011-04-12
- 16 [Declaration of ENSREG, EU “Stress Test” Specifications](#), 2011-05-13
- 17 El-Sabh, M.I., Murty, T.S., and Dumais, J.-F., 1988, *Tsunami Hazards in the St. Lawrence Estuary, Canada*, in: El-Sabh, M.I., and Murty, T.S. (eds.), *Natural and Man-Made Hazards*, D. Reidel Publishing, Dordrecht, Pays-Bas, p. 201-213
- 18 S-294, [Études probabilistes de sûreté \(EPS\) pour les centrales nucléaires](#), CCSN, 2005-04
- 19 [Reactor Siting and Design Guide](#), AECB, 1964-11
- 20 C-6, Rev. 0, [L’analyse de sûreté des centrales nucléaires CANDU](#), CCEA, 1980-06 (http://nuclearsafety.gc.ca/pubs_catalogue/uploads_fre/c6f.pdf)

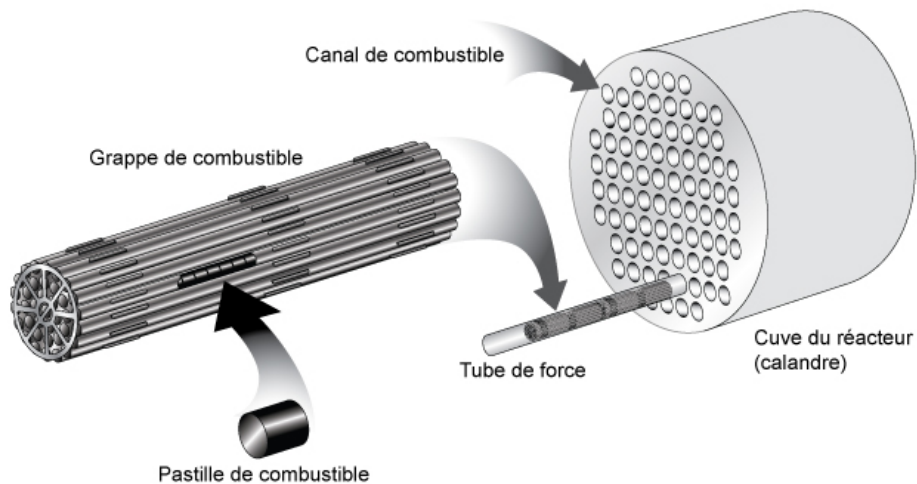
- 21 RD-310, [Analyses de la sûreté pour les centrales nucléaires](#), CCSN, 2008-02
- 22 RD-337, [Conception des nouvelles centrales nucléaires](#), CCSN, 2008-11
- 23 G-306, [Programme de gestion des accidents graves touchant les réacteurs nucléaires](#), CCSN, 2006-05
- 24 GS-G-2.1, [Arrangements for Preparedness for a Nuclear or Radiological Emergency](#), IAEA, 2007-03-23
- 25 RD-353, [Mise à l'épreuve des mesures d'urgence](#), CCSN, 2008-10
- 26 G-225, [Planification d'urgence dans les installations nucléaires de catégorie I, les mines d'uranium et les usines de concentration d'uranium](#), CCSN, 2001-08
- 27 [Plan fédéral en cas d'urgence nucléaire : partie 1 : plan directeur](#), Santé Canada, 2002
- 28 [Loi sur la gestion des urgences](#), (L.C. 2007, ch. 15), Sécurité publique Canada, 2007
- 29 [Plan fédéral d'intervention d'urgence](#), Sécurité publique Canada, 2011
- 30 [Loi sur la protection civile et la gestion des situations d'urgence](#), L.R.O. 1990, Ontario, 1990
- 31 [Plan provincial d'intervention en cas d'urgence nucléaire](#), Ontario, 2009
- 32 [Plan national de sécurité civile](#), Sécurité publique Québec, 2010
- 33 [Loi sur la sécurité civile](#), L.R.Q., ch. S-2.3, Sécurité publique Québec, 2011
- 34 [Loi sur les mesures d'urgence](#), ch. E-7.1, Ministère de la Sécurité publique du Nouveau-Brunswick, 1978
- 35 [Plan d'urgence applicable à l'extérieur de la centrale nucléaire de Point Lepreau](#), Nouveau-Brunswick, Organisation des mesures d'urgence du Nouveau-Brunswick, 1982
- 36 [Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires](#), L.C. 1997, ch. 9
- 37 [Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I](#), DORS/2000-204
- 38 [Règlement sur la radioprotection](#), DORS/2000-203
- 39 [Integrated Regulatory Review Service \(IRRS\) Report to the Government of Canada](#), Ottawa, Canada, 31 mai au 12 juin 2009, n° E-DOC 3459084
- 40 [CNSC Fukushima Task Force Review Report – Focus Area: Regulatory Framework](#), CCSN, 2011-08-19
- 41 GD-99.3, [Guide des exigences relatives à l'information et à la divulgation publiques](#), CCSN, 2010-11
- 42 G-217, [Les programmes d'information publique des titulaires de permis](#), CCSN, 2008-02
- 43 RD-360, [Prolongement de la durée de vie des centrales nucléaires](#), CCSN, 2008-02

Annexe A Aperçu du réacteur CANDU

Toutes les tranches de Fukushima Daiichi sont des réacteurs à eau bouillante (REB) conçus par General Electric il y a environ 40 ans. Un REB est un réacteur à eau ordinaire (REO) dans lequel l'eau légère³³ sert à la fois de caloporteur et de modérateur³⁴.

Toutes les tranches des centrales nucléaires canadiennes actuellement exploitées sont pourvues de réacteurs de type CANDU. Les réacteurs CANDU emploient de l'eau lourde comme modérateur et ils fonctionnent à l'uranium naturel contenu dans des tubes de force. Le cœur se compose d'un réseau horizontal de tubes de force insérés dans un réservoir cylindrique monté à l'horizontale, appelé la calandre. Les tubes de force contiennent le combustible (figure a-1) et la calandre contient, outre les tubes de force, l'eau lourde servant de modérateur.

Figure A-1 Disposition des grappes de combustible dans la calandre d'un réacteur CANDU



Le caloporteur, qui est de l'eau lourde pressurisée, est pompé à travers les tubes de force, refroidissant ainsi le combustible et transportant la chaleur dégagée par celui-ci vers le collecteur de sortie et les générateurs de vapeur (figure a-2)

Chaque tube de force est séparé et isolé du modérateur (l'eau lourde) par un tube de calandre concentrique (figure a-3).

³³ L'eau légère est de l'eau normale composée d'un atome d'oxygène et de deux atomes d'hydrogène (H₂O). Dans l'eau lourde, les atomes d'hydrogènes sont remplacés par des atomes de deutérium (D₂O). Le deutérium est un isotope lourd de l'hydrogène dont le noyau contient un proton et un neutron alors que le noyau de l'hydrogène contient un seul proton.

³⁴ Dans un réacteur nucléaire, le modérateur est une matière qui ralentit les neutrons produits par la fission.

Figure A-2 Schéma simplifié et emplacement des principaux systèmes

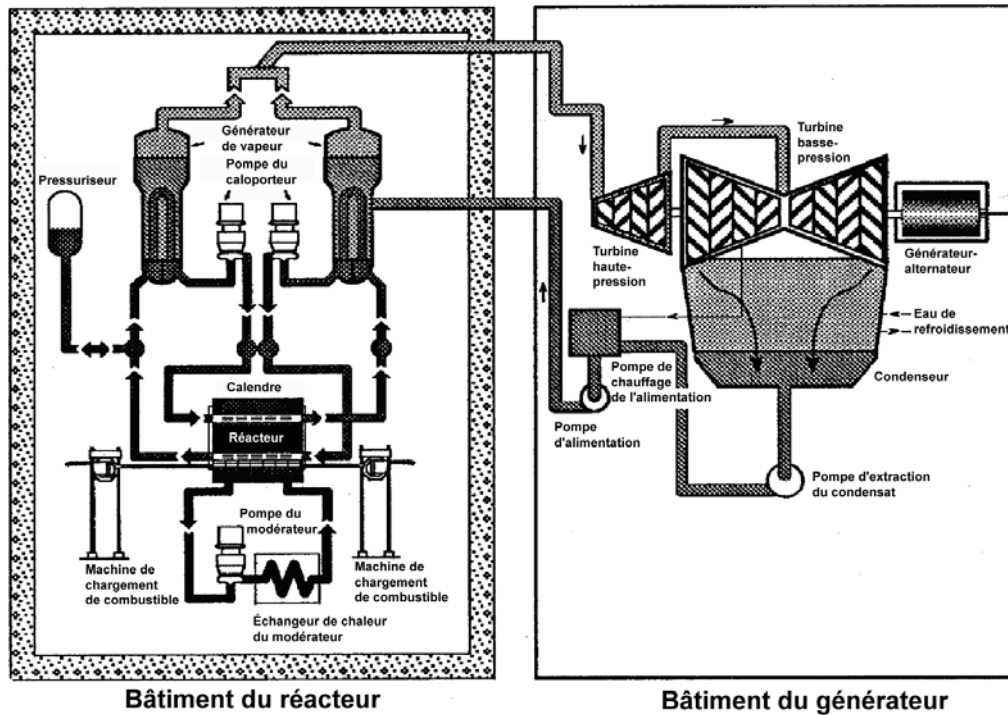
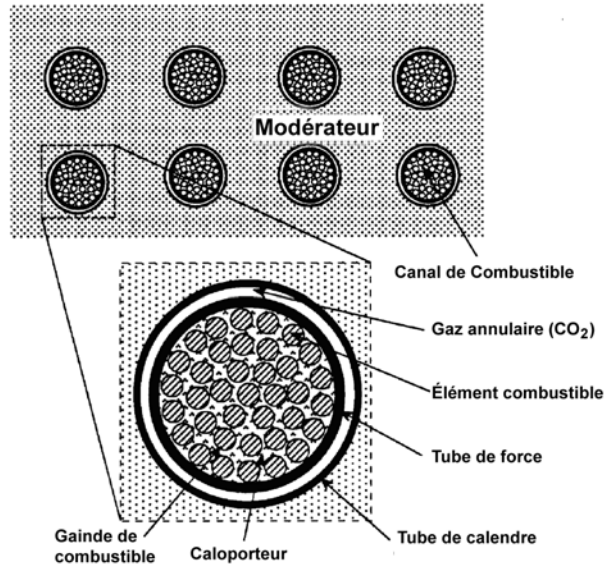


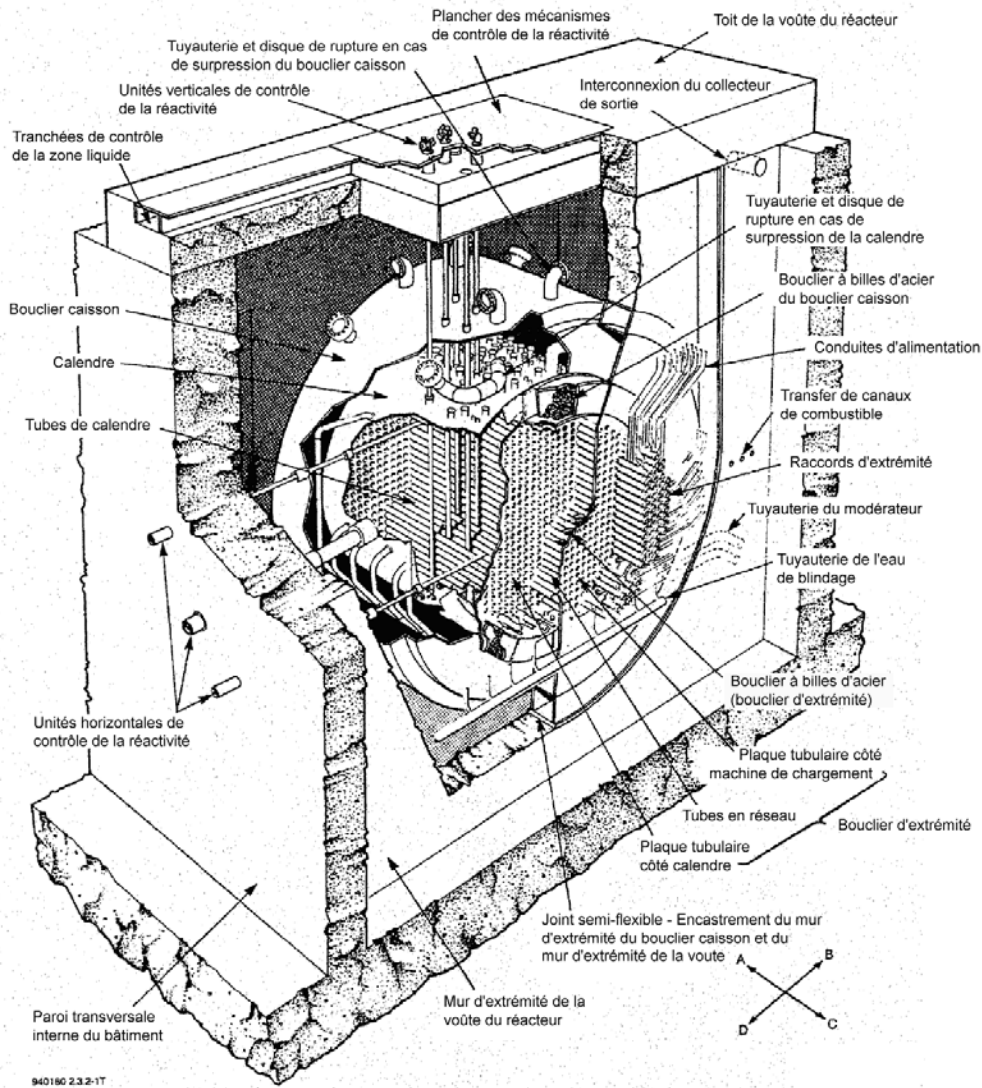
Figure A-3 Disposition des éléments combustibles, des tubes de force et des tubes de calandre



L'espace annulaire entre les tubes de force et de calandre est rempli de dioxyde de carbone. Dans les réacteurs CANDU, le circuit du modérateur est séparé du caloporteur qui circule à température et à pression élevées dans les tubes de force. Par conséquent, le CANDU est un réacteur à tubes de force,

et non un réacteur à cuve pressurisée. La partie pressurisée du réacteur est limitée aux canaux de combustible, qui sont d'un diamètre relativement petit, tandis que la calandre (figure a-4) est presque à la pression atmosphérique. Les fuites des tubes de force peuvent être facilement détectées par la surveillance de la teneur en humidité et de la pression dans l'espace annulaire rempli de gaz, entre le tube de force et le tube de calandre.

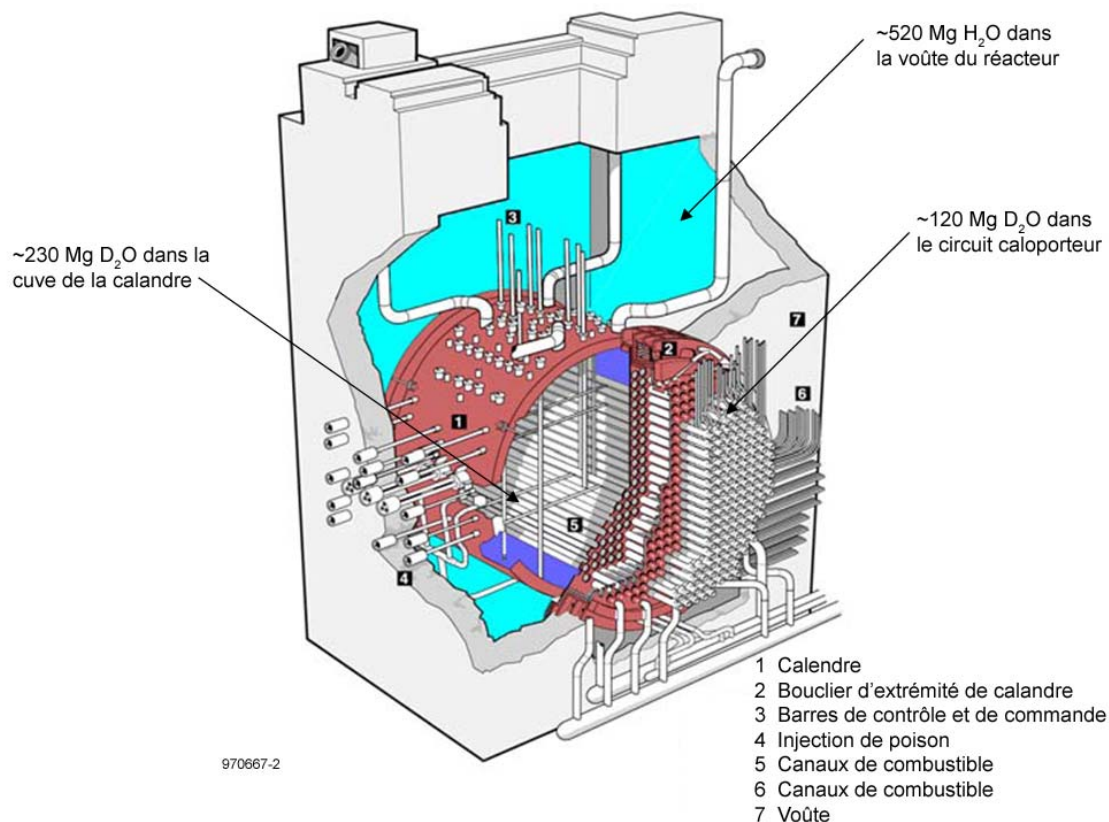
Figure A-4 Assemblage de calandre



En étant physiquement séparé du caloporteur, le modérateur fonctionne à une température relativement faible (60 à 70 °C) et sous faible pression (près de la pression atmosphérique). Ainsi, le modérateur peut agir comme source froide d'urgence capable d'extraire une partie de la chaleur de désintégration, même en cas de défaillance des systèmes de refroidissement normal et d'urgence du cœur. En outre, comme le modérateur est tiède, il ne peut pas ajouter une quantité appréciable d'énergie au système de confinement en cas d'accident, par exemple en cas de rupture d'un tube de force. Dans un réacteur CANDU, la calandre est entourée soit d'un bouclier caisson en

acier contenant de l'eau légère (servant au blindage biologique et thermique), soit d'une voûte en béton revêtue d'acier et appelée voûte de calandre. Dans toutes les centrales avec des voûtes de calandre (sauf Pickering-A), la voûte est remplie d'eau légère et peut aussi agir comme source froide additionnelle en cas d'accident grave. La figure a-5 montre la répartition approximative³⁵ de l'eau lourde et de l'eau légère dans le réacteur CANDU 6, autour du combustible et de la cuve de la calandre.

Figure A-5 Schéma du cœur d'un réacteur CANDU 6



Dans les réacteurs CANDU, le modérateur constitue un environnement à faible pression pour les dispositifs de contrôle de la réactivité (comme les barres de contrôle) situés ou introduits dans des tubes de guidage, intercalés entre les rangées de tubes de calandre. En outre, les appareils de mesure neutronique dans le modérateur sont placés de façon à ne pas les soumettre à un environnement chaud et pressurisé.

Les réacteurs CANDU comportent deux³⁶ systèmes d'arrêt d'urgence passifs à sûreté intégrée différents (système d'arrêt d'urgence n° 1 et système d'arrêt d'urgence n° 2) qui sont indépendants l'un de l'autre et du système de régulation du réacteur. Le système d'arrêt d'urgence n° 1 consiste en

³⁵ L'inventaire est exprimé en mégagrammes (Mg) : 1 Mg = 1 tonne ou tonne métrique.

³⁶ Le système d'arrêt d'urgence n° 2 de Pickering-A n'utilise pas l'injection d'un poison liquide, mais plutôt un système de drainage du modérateur. Par conséquent, un système de refroidissement par aspersion est utilisé à Pickering-A pour refroidir les tubes de calandre.

des barres de contrôle placées à la verticale au-dessus du cœur du réacteur et qui sont abaissées par gravité avec l'aide de ressorts.

Le système d'arrêt d'urgence n° 2 peut injecter un poison liquide à haute pression³⁷ dans le modérateur. L'injection se fait par l'ouverture de vannes à action rapide entre un réservoir d'hélium à haute pression et les réservoirs de poison. Lorsque les vannes s'ouvrent, le poison liquide est injecté dans le modérateur du réacteur par les buses d'injection orientées à l'horizontale et qui couvrent le cœur. Les buses d'injection sont conçues pour injecter le poison dans quatre directions différentes, sous forme d'un grand nombre de jets individuels. Ce poison se disperse rapidement dans une grande partie du cœur. Aucun des deux systèmes d'arrêt d'urgence ne requiert un déclenchement électrique. En effet, les deux se mettent en marche automatiquement si l'électricité est coupée : le poison est injecté par l'hélium comprimé et les tiges, maintenues au-dessus du cœur par des électro-aimants, tombent par gravité.

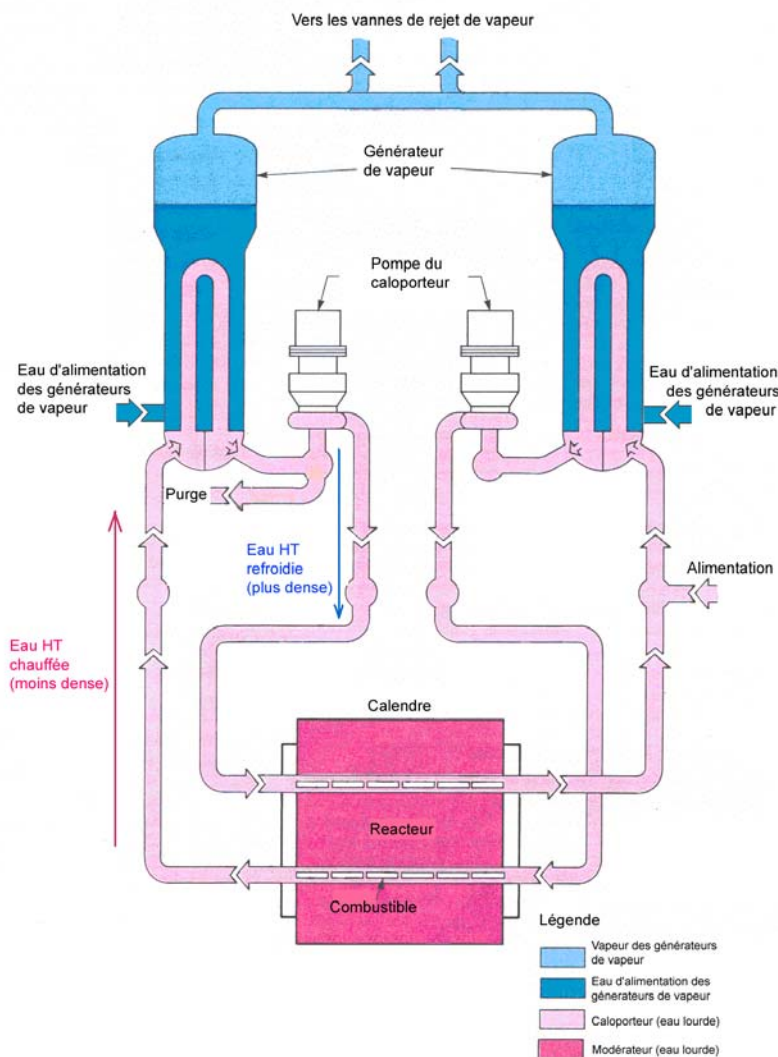
En raison de l'utilisation de l'uranium naturel comme combustible, toute modification significative de la géométrie originale des canaux de combustibles dans le réacteur CANDU (p. ex. l'augmentation ou la diminution du pas de réseau dans le cœur du CANDU) diminue la probabilité de soutenir une réaction en chaîne. En outre, il est impossible pour les grappes de combustible CANDU dans l'eau légère d'atteindre la criticité³⁸. Comme la plupart de l'eau se trouvant dans l'enceinte de confinement est de l'eau légère, la criticité n'est pas une préoccupation en cas d'accidents graves.

Dans les réacteurs CANDU, un grand nombre de canaux de combustible horizontaux à tubes de force sont reliés par des canalisations d'alimentation individuelles aux collecteurs horizontaux. Les collecteurs sont reliés aux pompes et aux générateurs de vapeur. Les collecteurs et les générateurs de vapeur sont situés au-dessus du cœur. Le positionnement des générateurs de vapeur au-dessus du cœur favorise l'écoulement de la circulation naturelle appelée thermosiphonage (le mouvement dû aux différences de densité au sein du caloporteur), qui peut extraire la chaleur de désintégration advenant une perte du refroidissement par le système d'arrêt. Le thermosiphonage est illustré à la figure a-6. En cas de perte du courant alimentant un moteur de pompe de caloporteur, la pompe continue de tourner en raison de son inertie, aidée par un gros volant d'inertie faisant partie intégrante de la pompe. Ainsi, le flux diminue plus lentement que la puissance (qui diminue rapidement à cause de l'arrêt automatique du réacteur) et le combustible ne s'assèche pas. Aussi, il établit initialement un écoulement avant au travers des canaux de combustible. À mesure que le caloporteur (eau lourde) circule autour du combustible dans les canaux de combustible, il est chauffé et sa densité diminue. Il s'écoule hors du canal puis remonte vers les générateurs de vapeur. Dans les générateurs de vapeur, la chaleur est transférée au côté secondaire, de sorte que le caloporteur se refroidit et sa densité augmente. Il retourne vers les canaux de combustible et « pousse » l'eau chaude moins dense dans le canal. Ainsi, comme dans les autres types de réacteurs, le réacteur CANDU a la capacité d'extraire passivement la chaleur de désintégration à condition que l'eau puisse être injectée dans les générateurs de vapeur et qu'il n'y ait pas de fuite importante de caloporteur primaire.

³⁷ Le poison liquide (habituellement du bore ou du gadolinium) a une grande capacité d'absorption de neutrons et il arrête (« empoisonne ») rapidement la réaction nucléaire.

³⁸ Un réacteur est dit « critique » lorsque la réaction de fission en chaîne est auto-entretenu. Le nombre de neutrons générés dans le cœur est compensé par les neutrons perdus lorsque les composantes du réacteur les absorbent ou lorsqu'ils sont dispersés à l'extérieur du cœur. Lorsque le réacteur est « sous-critique », la réaction de fission en chaîne chute rapidement à une valeur très faible.

Figure A-6 Schéma simplifié du thermosiphonage



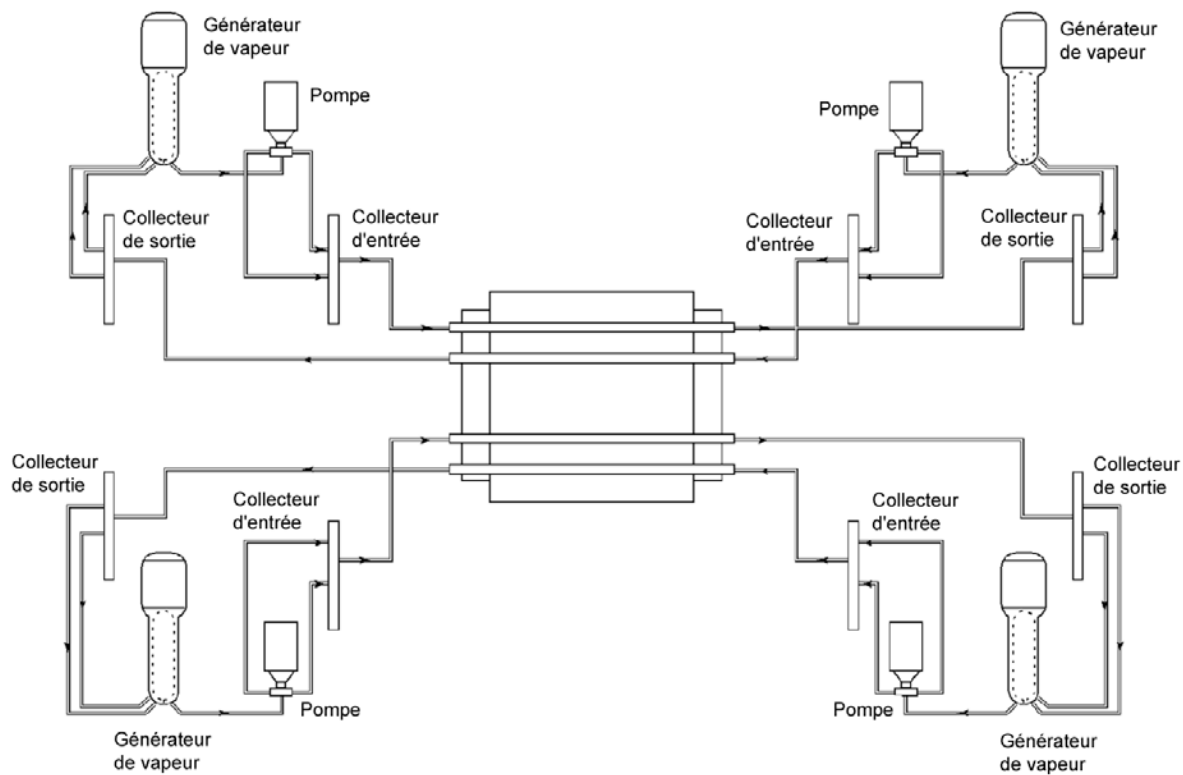
Une panne totale de centrale est survenue en mars 1993 à la centrale de Narora (NAPS) en Inde, dans un réacteur à eau lourde sous pression semblable à un CANDU (conception du type de la centrale de Douglas Point); la chaleur de désintégration a été extraite surtout par le ralentissement de l'écoulement, suivi du thermosiphonage. Pendant l'accident, causé par un incendie dans le bâtiment de la turbine, l'équipe d'urgence a pu ouvrir manuellement les vannes permettant d'injecter l'eau d'extinction d'incendie vers les générateurs de vapeur. Cinq heures après le début de l'accident, une fois l'entrée dans l'enceinte de confinement primaire jugée sûre, on a raccordé l'eau d'extinction d'incendie au circuit d'aspiration du système de refroidissement du bouclier d'extrémité. Le réacteur a été maintenu dans un état d'arrêt sûr, avec une sous-criticité suffisante pendant 17 heures, jusqu'à ce qu'on puisse redémarrer le groupe électrogène diesel partagé d'urgence et relancer le circuit de refroidissement normal.

Par ailleurs, lors de la perte du réseau électrique survenue le 14 août 2003 dans le sud de l'Ontario et le nord-est des États-Unis, le combustible dans les réacteurs de Pickering-B a été refroidi par thermosiphonage pendant neuf heures. Selon les estimations d'OPG, le thermosiphonage aurait pu

assurer le refroidissement par source froide pendant de nombreuses heures encore, si la restauration de l'alimentation hors site avait été retardée.

Avec la division du cœur en deux circuits dans la plupart des réacteurs CANDU, chacun alimentant en caloporteur la moitié du cœur, un accident de perte de réfrigérant primaire (APRP) n'affecterait que la moitié du cœur. En outre, chaque circuit traverse deux fois le cœur (figure a-7), ce qui signifie qu'un quart du cœur subirait probablement un décalage important entre la génération et l'extraction de chaleur dans les conditions d'un APRP. Les réacteurs CANDU sont pourvus de systèmes de refroidissement d'urgence du cœur pour assurer le refroidissement du cœur dans le cas d'un APRP dans une tranche. Les systèmes sont conçus pour prévenir des dommages graves au cœur pour les bris de toute taille, jusqu'au diamètre des plus grandes canalisations dans le circuit caloporteur.

Figure A-7 Circuit caloporteur du réacteur CANDU 6



Le concept des tubes de force rend possible le rechargement du combustible en marche, car, avec une configuration appropriée, on peut « ouvrir » les canaux de combustible individuellement et à pleine puissance pour remplacer une partie du combustible. Le rechargement en marche a donc été adopté pour les réacteurs CANDU.

Un principe fondamental dans la conception du réacteur CANDU, qui est par ailleurs une exigence réglementaire, est la séparation des systèmes de procédé (c.-à-d. les systèmes de production d'électricité) des systèmes de sûreté. L'objectif est de réduire la probabilité d'événements de cause commune qui pourraient amorcer un incident opérationnel et nuire au bon fonctionnement des systèmes de sûreté dans des conditions d'accident. Outre l'exigence de séparation des systèmes de procédé et des systèmes de sûreté, les systèmes qui exécutent des fonctions de sûreté sont divisés en deux groupes. Ces deux groupes sont séparés physiquement de sorte que, dans les limites de

conception, aucun événement de cause commune directionnelle ou localisée (comme une tornade) ne peut désactiver plus d'un groupe.

La pratique normale dans les systèmes CANDU est de tripler l'instrumentation et les équipements associés aux procédés importants et aux systèmes de sûreté spéciaux, notamment le système de régulation du réacteur ou les systèmes d'arrêt. Le câblage de l'instrumentation dans les systèmes triplés d'arrêt d'urgence est physiquement séparé en trois canaux. Il existe des exigences de séparation ou de distance pour garder chaque canal et chaque pièce d'équipement redondante loin de son homologue, de sorte qu'un événement de cause commune (p. ex. des interférences électromagnétiques, un incendie, une inondation, etc.) n'affecte pas simultanément deux pièces d'équipement redondantes.

Les canaux de combustible CANDU sont logés dans une cuve de calandre cylindrique contenant l'eau lourde qui agit comme modérateur, cuve qui elle-même est entourée d'un bouclier caisson rempli d'eau légère. Ces trois composants constituent les principales sources de refroidissement et peuvent agir comme barrières à la progression d'un accident, qui peuvent être défendues par des mesures prises dans le cadre de la gestion des accidents graves, un autre volet de la défense en profondeur dans les réacteurs CANDU.

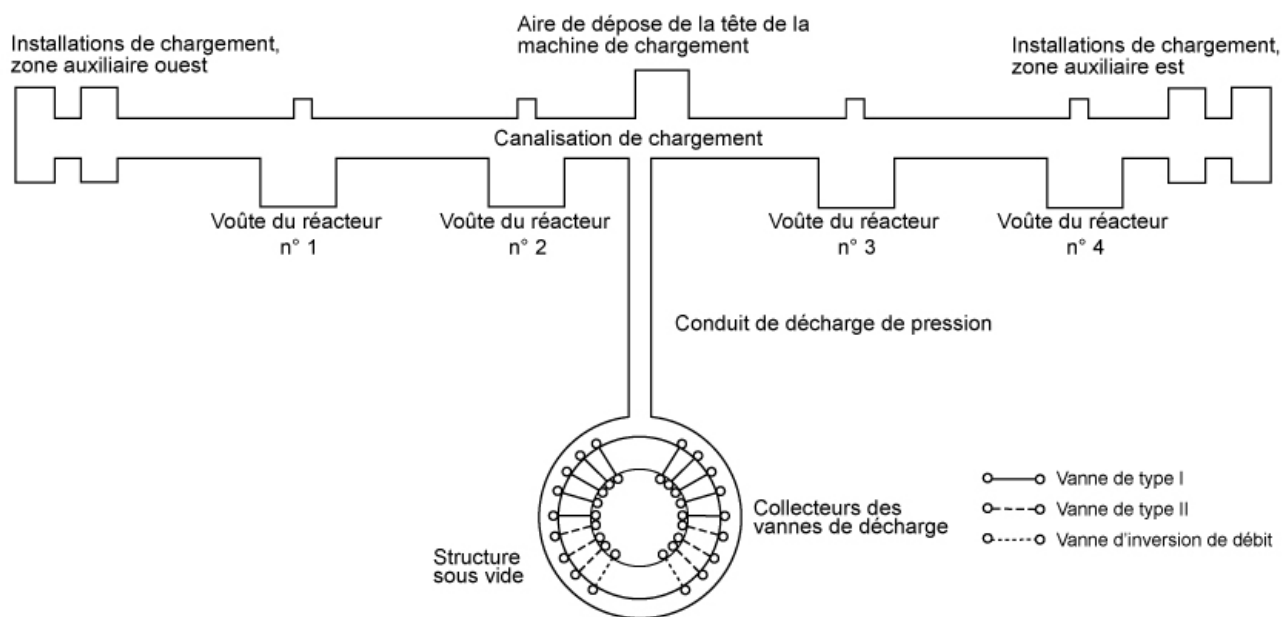
Les réacteurs CANDU disposent des principaux systèmes d'alimentation électrique suivants, énumérés par ordre croissant de fiabilité :

- Catégorie IV – Ces systèmes alimentent en courant alternatif (c.a.) toutes les charges essentielles et non essentielles pendant le fonctionnement normal de la centrale : l'alimentation de catégorie IV est fournie par le turbo-alternateur du réacteur et par le réseau électrique.
- Catégorie III – Ces systèmes alimentent en courant alternatif (c.a.) toutes les charges essentielles requises pour mener la centrale à un état d'arrêt sûr et maintenir le réacteur dans cet état : les charges de catégorie III sont normalement alimentées par les systèmes de catégorie IV, mais en cas de perte de l'alimentation de catégorie IV, leur alimentation est rétablie par des groupes électrogènes de secours qui sont lancés et chargés automatiquement.
- Catégorie II – Ces systèmes fournissent une alimentation c.a. sans coupure aux organes auxiliaires essentiels : l'alimentation de catégorie II est normalement fournie par des systèmes de catégorie I (batteries), au moyen d'onduleurs, pour s'assurer qu'il n'y a pas de coupure pour les charges de catégorie II.
- Catégorie I – Ces systèmes fournissent une alimentation en courant continu (c.c.) sans coupure aux organes auxiliaires essentiels : l'alimentation de catégorie I est normalement assurée par des systèmes de catégorie III, au moyen d'onduleurs, et est soutenue par des batteries pour assurer l'alimentation sans coupure des charges de catégorie I.
- Groupe électrogène d'urgence (GEU) – Il fournit une alimentation c.a. aux systèmes essentiels (appelés systèmes du groupe 2) requis pour l'arrêt sûr du réacteur et l'extraction de la chaleur de désintégration lorsque toutes les autres alimentations (catégories I à IV) ne sont pas disponibles : le GEU fonctionne indépendamment des autres systèmes d'alimentation.

Les questions techniques les plus difficiles pour la gestion des accidents graves dans les réacteurs CANDU sont la gestion de l'hydrogène, l'éventage de l'enceinte de confinement et, le cas échéant, la réponse des enceintes de confinement sous pression négative dans les centrales multitranches. Par rapport aux REO de puissance comparable, les cœurs des réacteurs CANDU contiennent une grande masse de zirconium et de ses alliages, de l'ordre de 50 Mg, entrant dans la fabrication des éléments combustibles, des grappes de combustible, des tubes de force et des tubes de calandre. L'oxydation d'une partie importante de ce zirconium dans un accident grave pourrait, le cas échéant, produire d'importantes concentrations d'hydrogène dans l'atmosphère de l'enceinte de confinement.

Dans les centrales multitranches, les concentrations réelles dépendraient non seulement du degré d'oxydation, mais aussi de la façon dont l'hydrogène est réparti dans les tranches de réacteur, la conduite de décharge de pression, le bâtiment sous vide et la canalisation de la machine de chargement (figure a-8). Les centrales CANDU multitranches sont toutes équipées actuellement de systèmes d'allumage de l'hydrogène, et certains titulaires de permis avaient installé ou étaient sur le point d'installer des dispositifs supplémentaires d'atténuation de l'hydrogène (recombineurs autocatalytiques passifs) avant l'accident de Fukushima Daiichi. D'ailleurs, depuis l'accident de Fukushima, on prévoit que l'installation des systèmes de recombineurs autocatalytiques passifs dans l'ensemble du parc de réacteurs CANDU s'accéléra.

Figure A-8 Schéma de l'enveloppe de l'enceinte de confinement d'une centrale multitranches



Dans une centrale multitranches, toutes les voûtes de réacteur sont reliées ensemble par les canalisations de la machine de chargement et les conduites de décharge de pression. Ce volume des confinements partagé est isolé des bâtiments sous vide par les vannes de décharge sous pression négative par le truchement de la conduite de décharge de pression. En fonctionnement normal, il existe un vide dans le bâtiment sous vide et une pression légèrement inférieure à la pression atmosphérique dans les conduites et les enceintes des réacteurs. Un accident, comme un accident de perte de caloporteur, qui se produirait dans une des voûtes de réacteur ferait augmenter la pression dans la partie du confinement partagée. La différence de pression entre la voûte du réacteur et le bâtiment sous vide fait ouvrir automatiquement les vannes de décharge, ce qui relie les voûtes des réacteurs et les canalisations vers le bâtiment sous vide. La vapeur et les gaz produits par l'accident sont alors aspirés dans le bâtiment sous vide. Dans ce bâtiment, l'augmentation de pression déclenche la libération d'un grand volume d'eau froide provenant du réservoir d'aspersion qui se trouve dans le toit du bâtiment sous vide. L'eau froide condense la vapeur et absorbe l'énergie libérée par l'accident. La pression dans les voûtes de réacteur, les canalisations et le bâtiment sous vide demeure inférieure à la pression atmosphérique pendant de nombreuses heures, ce qui empêche toute fuite de matière radioactive dans l'atmosphère.

Toutes les enceintes de confinement des centrales CANDU multitranches possèdent un système de décharge filtrée suite à un accident (SDFA) qui peut servir à ventiler l'atmosphère de l'enceinte de confinement après un accident comme la perte de caloporteur. Le problème que présente cette conception dans les conditions d'accident grave est que le SDFA n'a pas été conçu pour fonctionner dans de telles conditions pendant des périodes prolongées ou sous des pressions élevées. Ses filtres peuvent être encrassés par les aérosols qui risquent d'être générés en grande quantité pendant les accidents graves. En outre, le SDFA est un système actif qui requiert une alimentation c.a. pour fonctionner. Avant l'accident de Fukushima et dans le cadre de ses travaux de remise à neuf, la centrale de Point Lepreau avait installé un système externe supplémentaire d'éventage filtré pour l'enceinte de confinement, ce qui accroît la robustesse de la centrale en cas d'accident grave, et certaines centrales multitranches ont envisagé le même type de modification.

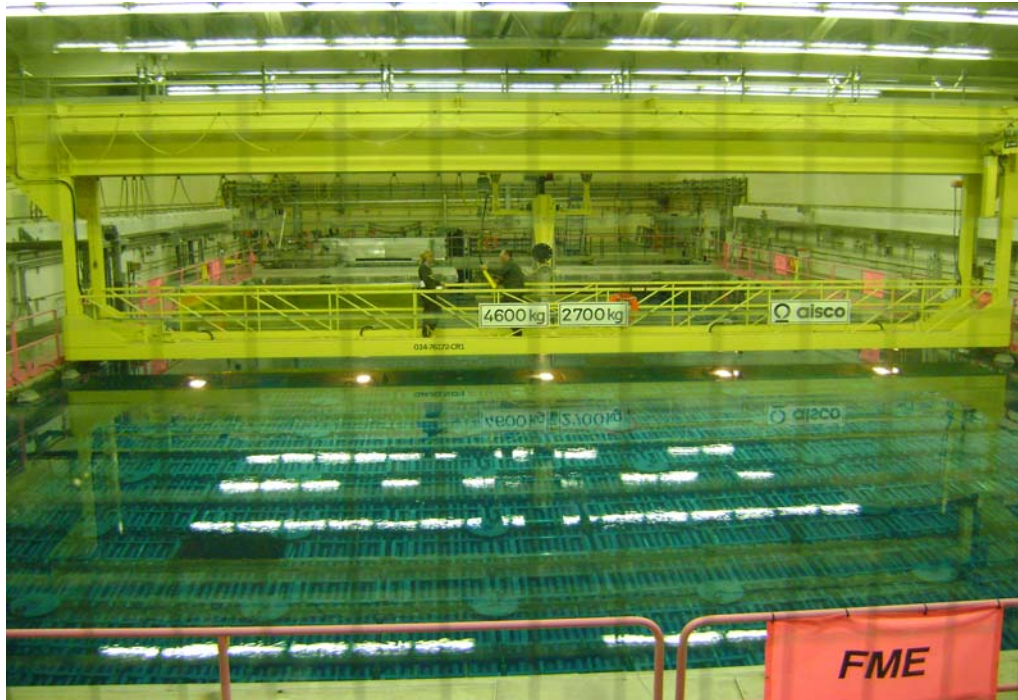
Il faut reconnaître que la conception de chaque centrale dans le monde présente un ensemble de défis qu'il faut relever afin d'atténuer des accidents graves hautement improbables, et les réacteurs CANDU offrent de nombreuses caractéristiques positives, mais également quelques aspects encore perfectibles. Le présent rapport traite des améliorations possibles, à la suite de l'examen des leçons tirées de l'accident de Fukushima Daiichi.

Le combustible nucléaire usé (ou irradié) retiré de réacteurs CANDU est stocké sous l'eau dans des piscines de stockage du combustible usé (PSCU), similaires aux piscines de stockage du combustible usé employées avec d'autres types de réacteurs. L'eau protège contre les rayonnements et refroidit le combustible nucléaire usé. Après environ une journée dans les PSCU, le combustible nucléaire épuisé génère moins de 1 % de la chaleur qu'il produisait pendant qu'il était dans le cœur, qui diminue encore avec le temps. Les besoins subséquents de refroidissement sont considérablement réduits, et le stockage du combustible nucléaire usé dans les PSCU offre donc des marges de sûreté importantes. Après environ 6 à 10 années de stockage dans les PSCU, le combustible nucléaire usé peut être transféré sans risque dans des silos ou des conteneurs en béton de stockage à sec. Tout le combustible nucléaire épuisé au Canada est actuellement conservé sur place dans des installations de stockage provisoires, qui sont sûres et écologiquement sécuritaires.

Les PSCU sont conçues et dimensionnées pour accueillir en toute sécurité le combustible usé produit sur place jusqu'à son stockage à sec. Les PSCU sont de la taille des piscines olympiques et profondes d'environ 10 mètres. Une PSCU type d'un réacteur CANDU est illustrée à la figure a-9. Les murs et le plancher sont construits en béton armé en acier au carbone, d'une épaisseur d'environ 2 mètres. Les parois intérieures des murs et du plancher sont recouvertes d'un revêtement étanche à l'eau fait d'acier inoxydable ou d'un composé époxyde renforcé de fibre de verre, ou d'une combinaison des deux. La structure des PSCU est parasismique pour maintenir leur fonction de sûreté pendant et après un événement de dimensionnement. Les PSCU ont plusieurs systèmes de sûreté visant à assurer le refroidissement requis.

Les PSCU sont situées à l'extérieur des bâtiments du réacteur pour éviter des défaillances additionnelles en cascade à la suite d'événements ou d'accidents qui pourraient se produire dans l'enceinte de confinement. Il est important de noter que les PSCU des centrales CANDU sont généralement situées au niveau du sol, alors que celles qui se trouvent sur le site japonais de Fukushima Daiichi (REB de type Mark I) sont situées plus en hauteur, comme le montre la figure 2-2. Il s'ensuit donc que la conception des REB rend les piscines de stockage de combustible usé plus vulnérables aux secousses sismiques et aux événements et accidents qui prennent naissance dans le bâtiment du réacteur.

Figure A-9 PSCU type d'une centrale CANDU



Annexe B Progression d'un accident de perte de source froide

L'objectif de l'évaluation des accidents hors dimensionnement est d'étudier une perte complète des sources froides. La présente annexe fournit une description des différentes étapes de l'accident, et indique les points où l'exploitant peut intervenir pour interrompre ou ralentir le déroulement de l'accident dans un réacteur CANDU, mais sans prendre de crédit pour l'atténuation. Elle présuppose une défaillance progressive de toutes les mesures de sûreté techniques et procédurales. Ce n'est donc pas un accident réaliste, mais il est néanmoins instructif pour étudier les niveaux 1 à 4 de la défense en profondeur.

Cette description de la séquence d'événements est censée être globalement correcte, en particulier dans les premiers stades. La séquence exacte, la chronologie et les conséquences varient d'un réacteur à l'autre. La description des étapes ultérieures est particulièrement incertaine.

Assèchement par ébullition dans le circuit secondaire

Au début de l'accident, toutes les principales pompes d'alimentation en eau et de caloporteur sont perdues à cause d'une perte présumée de l'alimentation électrique. Le réacteur s'arrête immédiatement dès la perte de la circulation du caloporteur primaire.

Après l'arrêt du réacteur, l'évacuation de la chaleur se poursuit, car les générateurs de vapeur contiennent encore beaucoup d'eau. La période de stabilité des conditions peut atteindre 5,5 heures (selon la centrale), jusqu'à ce que les générateurs de vapeur s'assèchent. Le refroidissement du cœur est adéquat pendant tout ce temps.

L'exploitant peut encore prendre des mesures simples qui prolongeront pendant plusieurs heures la période d'assèchement du circuit secondaire. La dépressurisation des générateurs de vapeur (une simple action commandée depuis la salle de commande) permet l'alimentation par gravité depuis le réservoir du dégazeur³⁹ dans les générateurs de vapeur. Les centrales de Point Lepreau et de Gentilly-2 ont aussi la possibilité d'utiliser l'alimentation par gravité à partir du réservoir d'eau d'aspersion, ce qui prolongerait la période d'assèchement du circuit secondaire à environ quatre jours. La restauration de l'alimentation électrique pendant la durée de l'ébullition dans le circuit secondaire permettrait une récupération complète sans dommage du combustible.

Assèchement par ébullition dans le circuit primaire

Lorsque les générateurs de vapeur sont asséchés, le caloporteur se réchauffe et la pression primaire augmente. Les vannes de décharge s'ouvrent et l'eau est déversée dans le condenseur de purge⁴⁰. De fait, le stock primaire est évaporé, tout comme le stock secondaire s'est évaporé plus tôt.

Environ quatre heures après l'assèchement des générateurs de vapeur, les vannes de décharge du condenseur s'ouvrent, et déchargent le caloporteur primaire dans le confinement. La restauration de l'alimentation électrique avant ce délai permettrait une reprise avec peu ou pas de dommage au cœur.

La réduction du stock primaire d'eau mène finalement à une perte de la circulation du caloporteur et à un début de surchauffe du combustible. Le combustible chaud chauffe les tubes de force dont un ou deux subissent une défaillance rapide, ce qui dépressurise le réacteur dans le modérateur. La pression

³⁹ Le dégazeur est un grand réservoir d'eau d'alimentation qui supprime l'air dissous ou entraîné dans l'eau d'alimentation. Son installation en hauteur lui permet d'être utilisé comme une source passive d'alimentation par gravité.

⁴⁰ Le condenseur du dégazeur (ou de purge) est une cuve dans le système de contrôle de la pression et des stocks. Une de ses principales fonctions est d'agir comme un volume tampon pour accepter la vapeur et l'eau expulsées par les valves de décharge primaires.

du modérateur augmente, brisant les disques de rupture au haut de la calandre; une partie du modérateur et du caloporteur primaire est déversée dans l'enceinte de confinement. Dans les réacteurs pourvus d'accumulateurs passifs, et après la dépressurisation du circuit caloporteur primaire, un refroidissement d'urgence du cœur est démarré, ce qui va refroidir le combustible pour un certain temps, mais l'eau de l'accumulateur s'épuise rapidement.

Assèchement du modérateur

Lorsque l'eau de l'accumulateur est épuisée, ou immédiatement dans le cas des réacteurs à injection pompée (Pickering-A, Pickering-B et Darlington), les tubes de force intacts ramollissent, se déforment et entrent en contact avec les tubes de calandre qui les entourent. Cela fournit au modérateur une voie d'extraction de la chaleur du cœur. Sans appoint d'eau, le modérateur peut extraire la chaleur de désintégration pendant 5,5 heures après l'assèchement du générateur de vapeur (selon la centrale). Le rétablissement du refroidissement du modérateur tôt pendant cette période peut prévenir la fonte du cœur. Les tranches 1 et 2 de Bruce-A ont déjà la capacité de fournir de l'eau d'appoint au modérateur. D'autres centrales n'ont pas fourni d'informations sur ces options, ou bien elles évaluent actuellement les options pour fournir une capacité d'appoint. La restauration du refroidissement du modérateur au début de cette période peut empêcher la fusion du réacteur.

En l'absence d'appoint, le modérateur continue de bouillir. Le niveau dans la calandre diminue progressivement, ce qui met à nu les canaux de combustible et ceux-ci commencent alors à surchauffer. Les débris du cœur attribuables à la défaillance des canaux plus haut peuvent surcharger les canaux situés plus bas et causer leur défaillance, ce qui peut mener au déplacement d'une quantité importante de débris à haute température dans le modérateur restant. À ce stade, la production rapide de vapeur peut conduire à la défaillance de l'enceinte de confinement.

Une surchauffe substantielle du combustible se produit et la réaction du zirconium dans la gaine de combustible avec la vapeur produira de l'hydrogène. Les produits de fission et l'hydrogène sont libérés dans l'enceinte de confinement.

Assèchement par ébullition dans le bouclier caisson ou la voûte de calandre

Une fois le modérateur épuisé, le cœur tombe sur le plancher de la calandre. La calandre est entourée d'un réservoir rempli d'eau, appelé bouclier caisson ou voûte de calandre selon la centrale. Cette eau constitue une autre source froide pour les débris du cœur. Dans certaines centrales, la décharge du bouclier caisson est incapable d'évacuer le volume de vapeur généré et la défaillance du bouclier caisson suit rapidement après le début de l'ébullition. Ce temps est difficile à calculer. Dans les réacteurs pourvus d'une voûte de calandre, les dommages peuvent être retardés jusqu'à ce que le volume d'eau diminue dans la voûte de calandre. À Point Lepreau, Énergie NB a installé une capacité d'appoint pour la voûte de calandre, qui peut retarder la défaillance de la voûte de calandre pendant 4 jours, même si toutes les sources froides antérieures se sont avérées inefficaces.

Comme les dommages au cœur et la température des débris de combustible augmentent, des produits de fission supplémentaires sont rejetés dans l'enceinte de confinement.

Défaillance du bouclier caisson et de la voûte de calandre

Après la défaillance du bouclier caisson ou de la voûte de calandre, les débris du cœur tombent sur le sol en béton en dessous. Si l'espace est rempli d'eau, la production rapide de vapeur peut créer une pression élevée dans l'enceinte de confinement. En l'absence d'eau, ou après que l'eau se soit évaporée, la matière fondue du cœur commence à attaquer le béton. L'ablation (érosion) du béton génère de grandes quantités de chaleur et de gaz non condensables, y compris de l'hydrogène et du monoxyde de carbone, qui sont inflammables. Le taux de production de gaz combustible excède la capacité des recombineurs autocatalytiques passifs, et on ne doit pas exclure la possibilité

d'explosions d'hydrogène. On doit souligner que la capacité des systèmes d'éventage avec filtrage de l'enceinte de confinement n'est pas suffisante pour contrôler la pression. Si la défaillance de l'enceinte de confinement ne s'est pas déjà produite, elle surviendra en raison d'une surpression ou d'une explosion de l'hydrogène à ce stade. On estime que l'interaction cœur-béton cessera avant que le socle du bâtiment⁴¹ du réacteur ne soit pénétré.

⁴¹ Le socle est l'épais plancher de béton du bâtiment du réacteur.

Annexe C Leçons retenues par le Centre des mesures d'urgence de la CCSN

Ce résumé est basé sur les rapports suivants de la CCSN : *Fukushima Nuclear Emergency EOC After Action Report*, CCSN, publié le 16 août 2011 et *Fukushima Nuclear Emergency EOC Improvement Plan*, CCSN, publié le 28 août 2011 (non traduits).

Contexte

Au matin du 11 mars 2011, la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) a été informée de désastres naturels qui avaient frappé certaines des centrales nucléaires sur la côte Est du Japon. Au milieu de la même journée, après consultation de la haute direction, le Centre des mesures d'urgence de la CCSN (CMU) a été activé en conformité au *Plan d'intervention en cas d'urgence – CAN-2.1* de la CCSN. Des membres du personnel de la CCSN se sont rassemblés pour constituer l'Organisation d'urgence nucléaire (OUN) de la CCSN et ils se sont mis à évaluer la situation au Japon et à élaborer la stratégie relative à la réaction du Canada.

Jusqu'au 4 avril, pendant un total de 23 jours, près de 150 employés ont travaillé dans le CMU 24 heures par jour et 7 jours par semaine pour surveiller et évaluer la situation au Japon. Les spécialistes de la CCSN ont fourni leurs compétences dans les domaines de la technologie des réacteurs, de l'évolution des accidents et de la radioprotection. La CCSN a aussi établi des liens avec les responsables de la réglementation du secteur nucléaire aux États-Unis, au Royaume-Uni et en France pour échanger les plus récents renseignements techniques.

Après la désactivation du CMU et le retour aux activités habituelles, la Division des programmes de gestion des urgences de la CCSN a entrepris un processus d'analyse des leçons retenues afin de bénéficier de l'importante expérience opérationnelle qu'a constituée l'activation du CMU par suite de l'événement de Fukushima et renforcer le Programme de gestion des urgences nucléaires de la CCSN. Le processus était axé sur l'activation, le fonctionnement et la désactivation de l'OUN, du CMU et du *Plan d'intervention en cas d'urgence* de la CCSN ainsi que les plans et procédures d'intervention en cas d'urgence.

Méthodologie

Le processus d'établissement du bilan comportait quatre activités distinctes touchant tous les niveaux, postes et fonctions de l'organisation de gestion des urgences. Ces séances visaient à identifier ce qui s'est bien passé et ce qui aurait pu mieux se dérouler.

Compte courriel des leçons retenues

Pendant la période où le CMU était actif, un compte courriel des leçons retenues a été créé dans le réseau de la CCSN afin que les membres de l'OUN puissent soumettre leurs commentaires ou suggestions afin d'identifier les occasions d'amélioration. De nombreux commentaires ont été envoyés à ce compte.

Séance de débriefage des membres de l'OUN

Le 5 mai, la Division des programmes de gestion des urgences a tenu une séance de débriefage à l'intention exclusive des membres de l'OUN. Cette séance était particulièrement axée sur le CMU à titre d'installation et sur l'OUN à titre d'organisation. Une discussion a aussi porté sur les rôles et les domaines fonctionnels de l'OUN. Près de 50 membres de l'OUN représentant tous les postes et fonctions ont assisté à cette séance.

Séance de débriefage des cadres et du directeur des urgences

Les membres de l'équipe de direction pour le Japon (JET) de la CCSN et des directeurs généraux qui ont assumé le rôle de directeur des urgences pendant la période d'activité du CMU ont fait un bilan le

11 mai. Cette séance a tenu compte des commentaires recueillis auprès des membres de l'OUN et des commentaires et suggestions envoyés au compte courriel des leçons retenues. Cette séance ciblait un niveau supérieur (haute direction) et portait aussi sur les produits et outils requis pour améliorer les interventions de la CCSN en cas d'urgence.

Séance de débriefage du personnel de la Division des programmes de gestion des urgences

Une séance de débriefage a aussi été tenue pour le personnel de la Division des programmes de gestion des urgences le 20 mai. Cette séance portait sur le programme des urgences nucléaires de la CCSN, l'organisation du CMU, les plans et les procédures du CMU et la structure de l'OUN.

Principales observations

1. Comme il s'agissait d'une urgence se produisant dans un pays éloigné, l'activation de l'OUN et du CMU de la CCSN a eu lieu en temps opportun et elle était appropriée. Le système de gestion des urgences nucléaires de la CCSN a fonctionné tel qu'il avait été conçu et planifié. Dans l'ensemble, les commentaires reçus étaient positifs et confirmaient l'efficacité et l'efficience des aspects suivants :
2. Le principe de fonctionnement de l'OUN s'est avéré efficace et efficient, et a fait preuve de souplesse. Cette souplesse a été démontrée dans la mesure où sa taille a pu être étendue ou diminuée selon la situation.
3. Les salles de conférence du 3^e étage de l'administration centrale, à Ottawa, ont été utilisées comme CMU. Elles ont constitué une installation adéquate pour l'OUN car elles étaient pourvues de la plupart des outils et de la technologie dont le personnel avait besoin pour remplir ses fonctions. La disponibilité de toutes les salles de réunions du troisième étage a permis de loger adéquatement toutes les équipes fonctionnelles de l'OUN.
4. Les plans et procédures d'intervention en cas d'urgence nucléaire de la CCSN se sont avérés adéquats et ils ont donné lieu à des relations adéquates avec les parties intéressées internes et externes.
5. Le rôle d'une équipe ponctuelle de la haute direction pour le Japon (l'équipe JET) et ses directives étaient essentielles pour orienter l'OUN et assurer sa direction stratégique.
6. L'intervention de la CCSN à cette urgence a révélé une excellente coordination entre toutes les directions de la CCSN. Du personnel de la Direction générale des services de gestion, de la Direction générale des affaires réglementaires, de la Direction générale du soutien technique et de la Direction générale de la réglementation des opérations a travaillé en étroite collaboration et de manière efficace. En particulier, la coordination et l'intégration de la Direction des finances et de l'administration et de la Direction de la sécurité et des garanties se sont bien réalisées pendant toute la durée de l'événement, ce qui a assuré la continuité des activités administratives pendant l'urgence. Le site de relève pour l'installation du CMU était prêt et disponible dans les locaux de la CCSN à Télésat, à Ottawa. Ce site aurait été utilisé s'il avait été nécessaire de relocaliser le CMU en cas d'incident à l'administration centrale.
7. Selon les commentaires recueillis pendant les séances de débriefage, la formation en cours d'emploi donnée à de nouveaux membres de l'OUN au cours des trois semaines d'activation a été utilisée. Comme il s'agissait d'un événement s'étant produit à une grande distance et que l'OUN et le CMU ont été activés pendant une période prolongée, la décision a été prise de tirer parti de cette occasion pour former de nouveaux membres de l'OUN. Par ailleurs, la formation en cours d'emploi qui a été donnée aux membres expérimentés de l'OUN a constitué un bon exercice de mise à niveau des connaissances. La participation de nombreux nouveaux membres de l'OUN se reflète dans un grand nombre de commentaires liés à la formation envoyés au CMU.
8. Aucune modification majeure du CMU et de sa configuration n'est requise pour le moment. Cependant, quelques améliorations techniques (matérielles et logicielles) doivent être apportées au CMU pour améliorer les capacités d'intervention d'urgence.

9. L'activation, le fonctionnement et la désactivation de l'OUN dans le CMU se sont bien déroulés. On a toutefois relevé dans le *Fukushima Nuclear Emergency EOC Improvement Plan* un certain nombre de points à améliorer.

Conclusion

Un processus complet de récapitulation a été entrepris pour tirer parti des leçons retenues de l'activation du CMU de la CCSN par suite de l'événement de Fukushima. Un rapport final comportant les mesures d'amélioration recommandées a été présenté au Comité de gestion de la CCSN le 16 juin. Ce comité a examiné le document et il a approuvé 39 mesures d'améliorations pour l'ensemble du CMU dont la Division des programmes de gestion des urgences assure maintenant le suivi dans le cadre d'un plan d'amélioration.

Annexe D Liens entrent les recommandations et les constatations détaillées du Rapport du Groupe de travail

Le tableau qui suit montre le lien entre les recommandations trouvées à la section 10 et les constatations détaillées trouvées aux sections 6 à 9 du Rapport du Groupe de travail.

10.1 Renforcer la défense en profondeur des réacteurs	
Recommandation 1	Constatations détaillées
<p>1. Les titulaires de permis devraient vérifier systématiquement les capacités nominales de leur centrale, et les améliorer au besoin, pour ce qui est des accidents hors dimensionnement et des conditions d'accident grave, y compris :</p> <p>a) la réponse en surpression des principaux systèmes et composants</p>	<p>Section 6.3.8 (#5) Les vannes de décharge du condenseur de purge/dégazeur ont été testées pour s'assurer qu'elles peuvent fournir un débit de décharge suffisant pour les pires accidents de dimensionnement. Cependant ces vannes n'ont pas été testées pour les conditions extrêmes qui peuvent survenir pendant un accident hors dimensionnement. Pour ces accidents extrêmes, la capacité des vannes de décharge de condenseur de purge/dégazeur peut s'avérer insuffisante en cas de perte prolongée de toutes les sources froides, diminuant le temps avant la défaillance précoce des tubes de force. Cette question a déjà été évaluée et acceptée par la CCSN même si la marge de défaillance était faible.</p>
	<p>Section 6.3.8 (#6) La capacité de décharge du bouclier caisson ou de la voûte de calandre n'a pas été vérifiée pour s'assurer si elle est adéquate pour des accidents hors dimensionnement. Un important inventaire d'eau entoure le cœur – c'est l'un des atouts de la conception des réacteurs CANDU. Néanmoins, si les vannes de décharge du bouclier caisson n'ont pas une capacité suffisante en cas de perte prolongée de sources froides, le bouclier caisson pourrait subir une défaillance à cause de la surpression et, une grande quantité de l'eau disponible pourrait être perdue, ce qui mènerait à une défaillance plus rapide de la calandre que si une décharge adéquate était disponible.</p>

10.1 Renforcer la défense en profondeur des réacteurs	
<p>b) la capacité du confinement à empêcher les rejets non filtrés de matières radioactives</p>	<p>Section 6.4.7 (#2) Les capacités de conception des centrales pour la gestion des accidents graves, dont l'événement de l'enceinte de confinement, l'atténuation de l'hydrogène, les mesures d'appoint en caloporteur, l'instrumentation et les zones de contrôle n'ont pas été complètement évaluées et documentées. Ces capacités de conception permettent de minimiser les conséquences d'un accident grave, le cas échéant.</p>
<p>c) les capacités de contrôle de l'hydrogène et d'autres gaz combustibles :</p> <p style="padding-left: 20px;">i) accélérer l'installation de systèmes de gestion de l'hydrogène et de systèmes d'échantillonnage</p>	<p>Section 6.3.8 (#1) Les titulaires de permis n'ont pas tous complété l'installation de recombineurs autocatalytiques passifs. La plupart des titulaires de permis ont pris des mesures pour en accélérer l'installation.</p>
<p style="padding-left: 20px;">ii) les piscines de stockage de combustible usé et toute autre zone où l'accumulation d'hydrogène ne peut être empêchée doivent être incluses</p>	<p>Section 6.3.8 (#10) La nécessité d'atténuer l'hydrogène dans la zone des PSCU n'a pas été évaluée adéquatement.</p>
<p>d) les capacités en eau d'appoint pour les générateurs de vapeur, le circuit caloporteur primaire et les systèmes connexes, le modérateur, le bouclier caisson et les piscines de stockage de combustible usé</p>	<p>Section 6.4.7 (#2) Les capacités de conception des centrales pour la gestion des accidents graves, dont l'événement de l'enceinte de confinement, l'atténuation de l'hydrogène, les mesures d'appoint en caloporteur, l'instrumentation et les zones de contrôle n'ont pas été complètement évaluées et documentées. Ces capacités de conception permettent de minimiser les conséquences d'un accident grave, le cas échéant.</p> <p>Section 6.3.8 (#9) Dans les piscines de stockage de combustible usé de la plupart des centrales nucléaires, les limites de température se traduisent par des délais relativement courts (16 heures) pendant lesquels une perte de refroidissement peut être tolérée avant que la température de calcul structurale soit atteinte. Au-delà de cette température, il y a un risque croissant de fissuration structurale pouvant conduire à des fuites provenant de la piscine. Toute fuite raccourcira le temps pris pour que le combustible soit découvert. En plus, avec un niveau d'eau bas, il peut ne pas être possible d'accomplir des actions manuelles en raison des hauts niveaux de rayonnement.</p>

10.1 Renforcer la défense en profondeur des réacteurs	
<p>e) le respect des exigences de rendement en matière d'autonomie de la centrale, comme la disponibilité et la pérennité de l'équipement et des instruments suite à une perte soutenue de l'alimentation électrique et de la capacité à évacuer la chaleur du réacteur</p>	<p>Section 6.2.3 (#2) Les analyses de sûreté ont démontré que pour un accident de dimensionnement où il y a perte de refroidissement du cœur lorsqu'un réacteur à l'arrêt est chaud et pressurisé, les équipements et les procédures sont adéquats pour permettre au réacteur d'atteindre un état stable. Néanmoins, l'analyse pour démontrer que le réacteur peut passer à un état dépressurisé froid est incomplète.</p>
	<p>Section 6.2.3 (#3) Les analyses de sûreté n'ont pas démontré pour tous les accidents de dimensionnement que l'équipement et les procédures utilisés pour amener le réacteur à un état dépressurisé froid peuvent le maintenir dans cet état pendant une période prolongée.</p>
	<p>Section 6.3.8 (#3) Dans le cas d'une perte de toute l'alimentation c.a. (normale, de secours et d'urgence), la capacité garantie des batteries de catégorie I pour alimenter tous les équipements électriques essentiels est de 40 minutes (même s'il est reconnu que certains services dureront beaucoup plus longtemps). Cette durée est courte par rapport aux autres capacités d'alimentation essentielles et donne peu de temps pour rétablir l'alimentation c.a. Une fois les batteries épuisées, la plupart des fonctions de commande et d'instrumentation sont perdues.</p>
	<p>Section 6.3.8 (#4) L'instrumentation clé est pleinement qualifiée pour les accidents de dimensionnements. Par contre, il n'a pas été démontré que l'instrumentation requise pour guider les mesures de gestion des accidents peut survivre aux conditions rudes des accidents hors dimensionnement.</p>
	<p>Section 6.3.8 (#7) L'équipement de catégorie I et II minimum nécessaire pour atténuer les accidents hors dimensionnement où il y a perte de toute l'alimentation c.a. n'a pas été identifié systématiquement.</p>

10.1 Renforcer la défense en profondeur des réacteurs	
f) les installations de contrôle du rayonnement pour le personnel participant à la gestion de l'accident	<p>Section 6.4.7 (#2) Les capacités de conception des centrales pour la gestion des accidents graves, dont l'éventage de l'enceinte de confinement, l'atténuation de l'hydrogène, les mesures d'appoint en caloporteur, l'instrumentation et les zones de contrôle n'ont pas été complètement évaluées et documentées. Ces capacités de conception permettent de minimiser les conséquences d'un accident grave, le cas échéant.</p>
g) l'équipement et les ressources en cas d'urgence qui pourraient se trouver à l'extérieur du site et être apportés sur place en cas de besoin	<p>Section 6.4.7 (#4) Les organisations d'urgence des titulaires de permis n'ont pas accès à un entrepôt régional qui pourrait offrir des équipements et des ressources externes qui peuvent être nécessaires en cas d'accident grave. L'accident de Fukushima a démontré que la disponibilité du matériel d'urgence est cruciale et qu'elle permettrait de clore un accident grave avant que des rejets radioactifs dans l'environnement ne se produisent.</p>
Recommandation 2	Constatations détaillées
<p>2. Les titulaires de permis doivent réaliser des évaluations sur les risques externes spécifiques à leur site qui soient plus complètes, afin de démontrer que :</p> <p>a) l'importance des risques externes associés aux accidents de dimensionnement et aux accidents hors dimensionnement est conforme à celle considérée dans le cas des meilleures pratiques internationales en vigueur</p>	<p>Section 6.1.3 (#1) Les grandeurs associées aux risques externes pris en compte dans les analyses de dimensionnement et hors dimensionnement ont été évaluées lors de la conception et du dimensionnement original des centrales nucléaires. Même si en général ces analyses de dimensionnement originales sont très prudentes, certaines analyses de dimensionnement ne sont pas conformes aux pratiques internationales actuelles.</p> <p>Section 6.1.3 (#3) Le dépistage et les analyses limitatives des risques externes sont à divers stades de développement selon les centrales nucléaires. Par conséquent, l'analyse de tous les risques externes n'est pas complète pour toutes les centrales nucléaires.</p>
b) les conséquences des événements déclenchés par des risques externes se situent à l'intérieur des limites applicables	<p>Section 6.1.3 (#2) L'évaluation du dimensionnement et des analyses hors dimensionnement des risques de tornades a été jugée faible à certaines centrales.</p> <p>Section 6.2.3 (#1) La mise en œuvre d'un cadre d'analyse de la sûreté basée sur le document RD-310, <i>Analyses de la sûreté pour les centrales nucléaires</i>, est incomplète.</p>

10.1 Renforcer la défense en profondeur des réacteurs	
<p>De telles évaluations doivent être mises à jour périodiquement afin de refléter les connaissances acquises et les exigences plus récentes.</p>	<p>Section 6.4.7 (#5) Des rapports systématiques et complets d'analyse des accidents graves et des évaluations des risques externes ne sont pas produits systématiquement et actualisés périodiquement. Cet aspect de la sûreté des centrales n'avait pas reçu beaucoup d'attention dans le passé et s'est révélé important pour comprendre les défis propres à une centrale et la progression possible d'un accident grave.</p>
Recommandation 3	Constatations détaillées
<p>3. Les titulaires de permis devraient améliorer leurs capacités de modélisation et réaliser des analyses systématiques des accidents hors dimensionnement, qui comprendront :</p> <p>a) les événements survenant dans des centrales multitranches</p>	<p>Section 6.4.7 (#1) Les évaluations ne considèrent pas présentement de manière adéquate l'examen des événements affectant plusieurs réacteurs sur le site, les événements touchant les piscines de combustible usé, ainsi que les événements déclenchés par des risques externes extrêmes. Les directives procédurales pour la GAG et les capacités de réagir aux accidents hors dimensionnement et aux accidents graves sont hautement prioritaires à la lumière des leçons tirées de l'accident de Fukushima.</p> <p>Section 6.4.7 (#3) La portée de l'analyse des accidents graves n'inclut pas complètement les accidents déclenchés par des événements externes extrêmes, les centrales multitranches et les accidents dans les piscines de stockage de combustible usé. Les capacités de modélisation des événements dans les centrales multitranches ne sont pas totalement adéquates. Des améliorations permettraient aussi de mieux estimer les termes sources de radioactivité et de gaz combustibles.</p> <p>Section 6.3.8 (#8) La modélisation des accidents graves réalisée pour les centrales multitranches est basée sur un modèle informatique qui ne représente qu'une seule tranche. Cette approche est acceptée pour donner des résultats largement représentatifs, mais ne permet pas de calculer, entre autres, les effets de temps différents sur la fusion dans les différentes tranches.</p>

10.1 Renforcer la défense en profondeur des réacteurs	
<p>b) les accidents déclenchés par des événements externes</p>	<p>Section 6.3.8 (#2) La modélisation de la durée de l'ébullition dans le circuit primaire avant la défaillance des tubes de force n'est pas uniforme. La progression d'une perte prolongée de sources froides, décrite par les titulaires de permis, est en accord général avec la compréhension de la CCSN. Toutefois, selon l'évaluation du Groupe de travail de la CCSN, le temps disponible avant la défaillance des tubes de force est plus court que celui indiqué par le secteur nucléaire.</p> <p>Section 6.4.7 (#1) Les évaluations ne considèrent pas présentement de manière adéquate l'examen des événements affectant plusieurs réacteurs sur le site, les événements touchant les piscines de combustible usé, ainsi que les événements déclenchés par des risques externes extrêmes. Les directives procédurales pour la GAG et les capacités de réagir aux accidents de dimensionnement et hors dimensionnement sont hautement prioritaires à la lumière des leçons tirées de l'accident de Fukushima, puis soumettre les résultats à la CCSN.</p>
<p>c) les accidents survenant dans des piscines de stockage de combustible usé</p> <p>Ces analyses devraient aussi évaluer les rejets de produits de fission, d'aérosols et de gaz combustibles dans l'atmosphère et dans l'eau.</p>	<p>Section 6.4.7 (#1) Les évaluations ne considèrent pas présentement de manière adéquate l'examen des événements affectant plusieurs réacteurs sur le site, les événements touchant les piscines de combustible usé, ainsi que les événements déclenchés par des risques externes extrêmes. Les directives procédurales pour la GAG et les capacités de réagir aux accidents de dimensionnement et hors dimensionnement sont hautement prioritaires à la lumière des leçons tirées de l'accident de Fukushima, puis soumettre les résultats à la CCSN.</p>

10.2 Améliorer l'intervention d'urgence	
Recommandation 4	Constatations détaillées
<p>4. Les titulaires de permis doivent évaluer leur plan d'urgence afin de s'assurer que les organisations d'intervention d'urgence seront capables de répondre efficacement en cas d'événement grave ou d'accident survenant dans une centrale multitranches. Ils doivent organiser des exercices d'urgence suffisamment difficiles basés sur ces événements.</p>	<p>Section 6.5.11 (#1) Les organisations d'intervention en cas d'urgence sont en mesure de réagir à des accidents hors dimensionnement dans une seule tranche. Les plans d'urgence visant les accidents touchant les centrales multitranches et les événements externes graves, incluant une évaluation de l'effectif minimal requis n'ont pas été évalués et révisés. Par conséquent, il n'a pas été démontré de façon concluante que les organisations d'intervention en cas d'urgence sont en mesure de réagir efficacement en cas d'événements ou d'accidents graves touchant plusieurs tranches.</p>
	<p>Section 6.5.11 (#2) Le rendement des mesures d'intervention d'urgence en cas d'événements ou d'accidents graves touchant plusieurs tranches n'a pas été mis à l'épreuve en concevant des exercices basés sur de telles conditions.</p>
Recommandation 5	Constatations détaillées
<p>5. Les titulaires de permis doivent réviser et mettre à jour leurs installations et leur équipement d'urgence. Plus particulièrement, ils doivent :</p> <p>a) s'assurer du bon fonctionnement des installations primaires et des installations de secours, ainsi que de tout l'équipement d'intervention en cas d'urgence qui nécessite de l'électricité ou de l'eau</p>	<p>Section 6.5.11 (#4) Ce ne sont pas toutes les installations de secours primaires et de remplacement et tout l'équipement d'intervention d'urgence qui dispose d'une alimentation de secours appropriée dans le cas d'une perte d'alimentation externe. Les sources d'alimentation de secours pour les installations de secours primaires et de remplacement et tout l'équipement d'intervention d'urgence qui fonctionne à l'électricité (p. ex. dosimètres électroniques, radios bidirectionnelles), n'ont pas été identifiés. Les plans et les procédures d'urgence applicables ne documentent pas les exigences et les limites applicables.</p>
	<p>b) officialiser tous les arrangements et ententes relatifs au soutien externe et les documenter dans les plans et procédures d'urgence applicables</p>

10.2 Améliorer l'intervention d'urgence	
<p>c) vérifier ou élaborer des outils visant à fournir aux autorités externes une estimation de la quantité de matières radioactives qui pourraient être rejetées et des doses s'y rapportant, incluant l'installation de systèmes automatisés de surveillance en temps réel du rayonnement aux limites de la centrale, avec alimentation de secours</p>	<p>Section 6.5.11 (#3) Des systèmes automatisés qui fournissent en temps réel des données de surveillance périphérique radiologique sur les centrales et qui sont pourvus d'alimentation et systèmes de communication de secours appropriés sont considérés parmi les meilleures pratiques internationales et permettent de rendre les données critiques disponibles rapidement. Cependant, ces systèmes ne sont pas disponibles sur tous les sites.</p>
	<p>Section 6.5.11 (#6) Hydro-Québec ne dispose pas présentement d'une capacité d'estimation du terme source dans ses outils de modélisation des doses. Énergie NB ne dispose pas présentement des outils de modélisation des termes sources et des doses.</p>
Recommandation 6	Constatations détaillées
<p>6. Les autorités fédérales et provinciales responsables de planifier l'intervention en cas d'urgence nucléaire doivent réviser leurs plans et leurs programmes d'appui et elles doivent notamment :</p> <p>a) s'assurer que les activités de révision des plans sont réalisées rapidement et faire des exercices pleine échelle une priorité</p>	<p>Section 7.5 (#5) Les autorités fédérales et provinciales de planification des urgences nucléaires n'ont pas encore entrepris un processus officiel d'examen des leçons apprises pour profiter des connaissances acquises dans la gestion hors site lors de l'urgence nucléaire de Fukushima et mettre leurs plans à jour en conséquence.</p>
	<p>Section 7.5 (#8) Le Plan fédéral en cas d'urgence nucléaire (PFUN) de Santé Canada n'a pas été actualisé depuis 2002 et n'est pas formellement intégré avec le Plan fédéral d'intervention d'urgence (PFIU) de Sécurité publique Canada. Le PFUN et le PFIU n'ont pas été validés lors d'un exercice complet axé sur les centrales nucléaires.</p>
	<p>Section 7.5 (#3) Les autorités fédérales et provinciales de planification des urgences nucléaires ne tiennent pas de façon régulière et prioritaire d'exercices complets ciblant les centrales nucléaires. Même si tous les plans provinciaux et fédéraux examinés semblent satisfaisants, leur mise en œuvre et par conséquent, la capacité des autorités à intervenir, n'a pas été testée depuis plusieurs années.</p>

10.2 Améliorer l'intervention d'urgence	
	<p>Section 7.5 (#13) La province de Québec n'a pas récemment actualisé son plan de gestion des urgences nucléaires.</p>
	<p>Section 7.5 (#15) La province du Nouveau-Brunswick n'a pas récemment actualisé son plan d'urgence nucléaire.</p>
b) établir des processus officiels de surveillance nationale qui soient transparents pour les plans et programmes d'urgence nucléaire, et pour leur rendement	<p>Section 7.5 (#4) Les autorités fédérales et provinciales de planification des urgences nucléaires n'abordent pas les lignes directrices et les procédures pour le rétablissement dans leurs plans d'urgence, car ces plans traitent principalement des mesures de préparation et d'intervention.</p>
	<p>Section 7.5 (#6) Il n'y a pas un processus de surveillance national, transparent et officiel pour les plans, les programmes et le rendement liés à la gestion des urgences nucléaires hors site. Bien que les titulaires de permis doivent soumettre des plans, des programmes et des mesures de rendement pour la gestion des urgences sur le site des centrales nucléaires dans le cadre du processus de surveillance réglementaire de la CCSN, il n'existe aucun système similaire pour la vérification des plans d'urgence hors site.</p>
c) revoir les fondements de la planification des arrangements à l'extérieur du site en les adaptant aux scénarios d'accident survenant dans une centrale multitranches	<p>Section 7.5 (#7) Il n'y a pas de norme ou de directive nationale pour la planification des urgences nucléaires hors site. Les titulaires de permis de centrale nucléaire reçoivent des instructions de la CCSN pour la planification des urgences, mais il n'existe aucune directive canadienne pour les plans de gestion des urgences nucléaires hors site.</p>
	<p>Section 7.5 (#9) Les plans et arrangements actuels pour la gestion des urgences nucléaires et des ententes hors site de la Province de l'Ontario reposent sur un scénario d'accident à une seule tranche et ne considèrent pas explicitement un scénario d'accident multitranches.</p>

10.2 Améliorer l'intervention d'urgence	
<p>d) examiner les arrangements en matière de protection, incluant la résolution des questions se rapportant aux alertes du public, à la validation de l'efficacité des comprimés d'iodure de potassium (KI) et aux stratégies de distribution, et vérifier ou mettre au point la capacité de faire des prévisions quant aux effets hors site</p>	<p>Section 7.5 (#10) Il y a encore des problèmes d'alerte du public dans la zone de 3 km autour de la centrale nucléaire de Pickering. De plus, la mise en œuvre de la nouvelle exigence concernant la notification du public dans un rayon de 10 km n'a pas été mise en œuvre.</p>
	<p>Section 7.5 (#11) Les comprimés de KI pour les résidents de la zone de planification sont stockés dans les pharmacies locales de la région de Durham et au centre d'accueil de Kincardine. L'efficacité de cette approche par opposition à une prédistribution dans toutes les résidences n'a pas été confirmée.</p>
	<p>Section 7.5 (#12) Il n'y a pas de système d'alerte automatisé autour de la centrale nucléaire Gentilly-2.</p>
	<p>Section 7.5 (#14) La province du Nouveau-Brunswick n'a pas la capacité de prévision des effets hors site.</p>
10.3 Amélioration du cadre et des processus de réglementation	
Recommandation 7	Constatations détaillées
<p>7. La CCSN devrait amorcer un processus officiel visant à modifier le <i>Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I</i> dans le but d'exiger que les titulaires de permis présentent des plans d'urgence hors site avec toute demande de construire ou d'exploiter une centrale nucléaire.</p>	<p>Section 7.5 (#1) Le <i>Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I</i> n'exige pas présentement la soumission de plans d'urgence hors site avec une demande de permis d'exploitation de centrale nucléaire. Les titulaires de permis de centrale nucléaire doivent soumettre leurs plans d'urgence sur le site à la CCSN dans le cadre de la demande de permis initiale et des demandes de renouvellement de permis, mais aucune exigence n'oblige les titulaires de permis à soumettre les plans hors site à la CCSN.</p>
	<p>Section 8.7 (#1) Le <i>Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I</i> ne contient pas d'exigences explicites pour que des plans d'urgence hors site soient présentés.</p>

10.3 Amélioration du cadre et des processus de réglementation	
Recommandation 8	Constatations détaillées
8. La CCSN devrait modifier le <i>Règlement sur la radioprotection</i> afin de l'aligner davantage aux documents d'orientation internationaux et de décrire de manière plus détaillée les exigences réglementaires requises pour prendre en compte les risques radiologiques pendant les diverses phases d'une urgence.	<p>Section 8.7 (#2) Le <i>Règlement sur la radioprotection</i> n'est pas complètement conforme au document d'orientation international et ne décrit pas complètement les exigences réglementaires requises pour atténuer les risques radiologiques pendant les diverses phases d'une urgence.</p>
Recommandation 9	Constatations détaillées
<p>9. La CCSN devrait mettre à jour le cadre des documents d'application de la réglementation, comme suit :</p> <p>a) mettre à jour les exigences et attentes liées aux accidents de dimensionnement et hors dimensionnement, y compris celles qui se rapportent aux points suivants</p> <p>i) risques externes et méthodes d'évaluation des ordres de grandeur</p>	<p>Section 8.7 (#6) Le plan triennal du cadre de réglementation ne tient pas présentement compte des constatations de l'examen réalisé par le Groupe de travail de la CCSN.</p>
	<p>Section 8.7 (#7) Un petit nombre de documents RD et GD n'ont pas d'exigences ou d'orientation tenant compte des leçons tirées de l'événement.</p>
	<p>Section 8.7 (#8) Les leçons retenues ne sont pas encore prises en compte lors de la prochaine révision de certains documents RD ou GD liés aux centrales nucléaires.</p>
	<p>Section 8.7 (#9) Les leçons retenues ne sont pas encore totalement prises en compte dans la préparation des nouveaux documents RD ou GD.</p>
	<p>Section 9 (#8) La CCSN n'a pas d'exigences pour l'analyse des accidents qui surviennent dans des centrales multitranches, particulièrement les événements de cause commune.</p>

10.3 Amélioration du cadre et des processus de réglementation	
	<p>Section 9 (#1) Les objectifs de sûreté contenus dans le document RD-337, <i>Conception des nouvelles centrales nucléaires</i> sont basés sur des événements survenant dans les centrales à une seule tranche. Des objectifs de sûreté basés sur le site ou d'autres critères de sûreté qui tiennent compte des caractéristiques du site (notamment la répartition démographique) et de la possibilité que des accidents surviennent dans des centrales multitranches ne sont pas considérés explicitement.</p>
	<p>Section 6.1.3 (#4) L'événement de Fukushima a démontré les lacunes associées au fait qu'une centrale nucléaire a seulement recours à des systèmes techniques actifs. La nécessité d'exigences réglementaires spécifiques concernant les dispositifs de sûreté passifs n'a pas été évaluée.</p>
	<p>Section 9 (#6) La CCSN n'a pas documenté une approche systématique concernant l'évaluation de tous les types d'événements externes susceptibles de se produire au Canada. La démarche tiendrait compte à la fois des événements de dimensionnement et des événements hors dimensionnement.</p>
	<p>Section 9 (#7) L'accident de Fukushima rappelle la nécessité de prendre en compte « l'effet de falaise » et d'établir des marges à cet effet, particulièrement lorsque le dépassement de l'effet de falaise risque d'avoir des conséquences catastrophiques. La CCSN n'a présentement aucune exigence explicite pour l'évaluation de ces marges pour les nouvelles centrales nucléaires.</p>
	<p>Section 9 (#15) La CCSN n'a pas d'exigences complètes relatives à l'aménagement de la centrale et du site qui favorisent la protection contre les risques externes.</p>

10.3 Amélioration du cadre et des processus de réglementation	
ii) objectifs de sûreté probabilistes	<p>Section 9 (#3) Bien que les objectifs de sûreté soient probablement adéquats pour la conception de chaque réacteur pris individuellement, le Groupe de travail de la CCSN est d'avis que ces objectifs à eux seuls ne sont pas suffisants pour démontrer une réponse hors site efficace. Une valeur de rejet plus importante distincte demanderait une évaluation plus exigeante de la réponse d'urgence hors site.</p>
iii) dispositifs de conception complémentaires à la fois pour la prévention et l'atténuation des accidents graves	<p>Section 9 (#2) Bien que le document RD-337 comporte déjà des exigences explicites pour la conception des dispositifs complémentaires conformes aux pratiques internationales, celles-ci peuvent ne pas être complètes. De plus, il n'y a pas d'exigences explicites relatives aux piscines de stockage de combustible usé, incluant la gestion des gaz combustibles.</p>
	<p>Section 9 (#10) La CCSN n'a pas d'exigences explicites concernant des dispositifs de conception complémentaires qui interviendraient pour protéger le confinement. L'un de ces dispositifs est associé à la ventilation filtrée du confinement.</p>
	<p>Section 9 (#14) La CCSN n'a pas d'exigences explicites concernant le système d'évacuation d'urgence de la chaleur dans des conditions d'accident hors dimensionnement, y compris la durée de mission pendant laquelle il devrait être disponible.</p>
iv) dispositifs de sûreté passifs	<p>Section 9 (#4) L'événement de Fukushima a démontré les lacunes associées au fait qu'une centrale nucléaire a seulement recours à des systèmes techniques actifs. La nécessité d'exigences réglementaires spécifiques concernant les dispositifs de sûreté passifs n'a pas été évaluée.</p>
v) transfert et stockage du combustible	<p>Section 9 (#5) Les exigences dans le document RD-337 pour la conception, l'emplacement et la robustesse technique des piscines de stockage de combustible usé ne sont pas complètes pour le spectre complet des scénarios hors dimensionnement.</p>

10.3 Amélioration du cadre et des processus de réglementation	
vi) caractéristiques de conception facilitant la gestion des accidents	<p>Section 9 (#9) Les exigences de la CCSN concernant la conception qui faciliteraient la gestion des accidents et des accidents graves sont incomplètes. Par exemple, il n’y a pas de dispositions explicites concernant l’utilisation d’équipement portatif et la disponibilité nécessaire de points de raccordement pour les alimentations électriques et en eau temporaires.</p>
	<p>Section 9 (#11) La CCSN n’a pas d’exigences relatives aux délais minimums avant qu’une intervention de l’opérateur soit requise. Ces exigences pourraient être appropriées aux types d’intervention, par exemple, le temps requis pour amener sur place l’équipement portatif.</p>
	<p>Section 9 (#12) Des accidents survenus antérieurement ont démontré l’importance pour les opérateurs d’avoir accès à de l’information fiable sur leur centrale. La CCSN n’a pas présentement d’exigences relatives à des dispositifs de surveillance de centrale plus performants et d’instruments qui fonctionneraient de manière fiable dans des conditions d’accident grave, ainsi que des exigences relatives à la disponibilité de l’équipement de salle de commande.</p>
	<p>Section 9 (#13) La CCSN n’a pas d’exigences de conception concernant la surveillance radiologique automatisée sur place en temps réel.</p>
b) élaborer un document d’application de la réglementation portant sur la gestion des accidents	<p>Section 6.4.7 (#7) Les sections pertinentes dans les documents existants et prévus (comme le document G-306, <i>Programme de gestion des accidents graves touchant les réacteurs nucléaires</i>, le document RD-310, <i>Analyses de la sûreté pour les centrales nucléaires</i> et le document RD-337, <i>Conception des nouvelles centrales nucléaires</i>) n’ont pas été évaluées et révisées pour tenir compte des leçons tirées de l’accident de Fukushima. Il n’existe pas présentement de document d’application de la réglementation énonçant des exigences spécifiques relatives à la gestion des accidents.</p>

10.3 Amélioration du cadre et des processus de réglementation	
	<p>Section 9 (#16) Les exigences réglementaires de la CCSN pour les limites et conditions d'exploitation n'intègrent pas, dans une structure, les besoins en matière de commande et de contrôle pendant le fonctionnement normal, les procédures d'exploitation d'urgence et les lignes directrices sur la gestion des accidents graves. En outre, il n'y a pas d'exigences pour une orientation plus approfondie concernant les « lignes directrices pour l'atténuation des dommages », comme celles utilisées aux États-Unis, qui peuvent être utiles lorsqu'il y a des dommages importants sur un site.</p>
c) étoffer l'ensemble des documents d'application de la réglementation portant sur la préparation aux situations d'urgence	<p>Section 6.5.11 (#7) Les documents sur la préparation aux situations d'urgence, en l'occurrence le document G-225, Planification d'urgence dans les installations nucléaires de catégorie I, les mines d'uranium et les usines de concentration d'uranium, et le document d'application de la réglementation RD-353, Mise à l'épreuve des mesures d'urgence, manquent de détails et d'exigences spécifiques pour renforcer et uniformiser les mesures de prévention et d'intervention en cas d'urgence au Canada.</p>
d) révision des normes applicables de l'Association canadienne de normalisation	<p>Section 8.7 (#10) Toutes les normes de l'Association canadienne de normalisation (CSA) qui s'appliquent aux centrales nucléaires n'ont pas été revues par le personnel de la CCSN pour faire suite aux leçons tirées.</p>
Recommandation 10	Constatations détaillées
10. La CCSN devrait modifier tous les permis d'exploitation des réacteurs de puissance afin d'inclure des conditions de permis spécifiques, en exigeant la mise en œuvre de dispositions relatives à la gestion des accidents, à la gestion des accidents graves et à l'information publique.	<p>Section 6.4.7 (#6) Le plan triennal du cadre de réglementation ne tient pas présentement compte des constatations de l'examen réalisé par le Groupe de travail de la CCSN.</p>
	<p>Section 8.7 (#4) Les conditions de permis actuelles des centrales nucléaires n'abordent pas explicitement la gestion des accidents, la gestion des accidents graves et l'information publique.</p>

10.3 Amélioration du cadre et des processus de réglementation	
	<p>Section 8.7 (#5) Le document RD-99.3, <i>Exigences relatives à l'information et à la divulgation publiques</i> et son document connexe, le GD-99.3, <i>Guide des exigences relatives à l'information et à la divulgation publiques</i> n'ont pas été approuvés pour publication, ce qui laisse un écart potentiel entre les exigences réglementaires et les guides pour les programmes d'information publiques des détenteurs de permis.</p>
	<p>Section 8.7 (#11) Les manuels des conditions de permis manquent d'exigences et de direction nécessaires pour tenir compte des leçons tirées de l'accident</p>
Recommandation 11	Constatations détaillées
<p>11. La CCSN devrait améliorer la surveillance réglementaire des centrales nucléaires en mettant en œuvre un processus incluant des bilans périodiques de la sûreté.</p>	<p>Section 8.7 (#3) Le Canada n'a pas de processus de bilan périodique de la sûreté. Comme démontré par les pratiques internationales, la surveillance réglementaire des centrales nucléaires pourrait être améliorée par la mise en œuvre d'un processus de bilan périodique de la sûreté.</p>
Recommandation 12	Constatations détaillées
<p>12. La CCSN devrait réviser les protocoles d'entente avec les organismes de réglementation à l'étranger qui possèdent des réacteurs CANDU afin de déterminer quel est le soutien dont ils auraient besoin de la part de la CCSN en cas d'urgence nucléaire.</p>	<p>Section 7.5 (#2) Les protocoles d'entente signés avec les homologues de la CCSN dans les pays ayant des réacteurs CANDU n'ont pas été revus afin de définir le soutien, le cas échéant, qu'ils demanderaient à la CCSN en cas d'urgence nucléaire.</p>
Recommandation 13	Constatations détaillées
<p>13. La CCSN devrait améliorer sa collaboration avec d'autres organismes de réglementation nucléaire concernant les leçons tirées de l'accident de Fukushima et renforcer ainsi la capacité à intervenir efficacement en cas d'urgence nucléaire.</p>	<p>Section 7.5 (#2) Les protocoles d'entente signés avec les homologues de la CCSN dans les pays ayant des réacteurs CANDU n'ont pas été revus afin de définir le soutien, le cas échéant, qu'ils demanderaient à la CCSN en cas d'urgence nucléaire.</p>