



Rapport national du Canada pour la *Convention sur la sûreté nucléaire*

Sixième rapport
Août 2013



Gouvernement
du Canada

Government
of Canada

Canada 

Rapport national du Canada pour la *Convention sur la sûreté nucléaire* – Sixième rapport

© Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) 2013

Numéro de catalogue CC172-18/2013E-PDF

ISBN 978-1-100-22611-8

La reproduction d'extraits de ce document à des fins personnelles est autorisée à condition d'en indiquer la source en entier. Toutefois, sa reproduction 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 published in English under the title: *Canadian National Report for the Convention on Nuclear Safety – Sixth Report*

Disponibilité du document

Les personnes intéressées peuvent consulter le document sur le site Web de la CCSN à suretenucleaire.gc.ca. Pour obtenir une copie, en français ou en anglais, communiquer 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 (seulement au Canada)

Télécopieur : 613-995-5086

Courriel : info@cnsccsn.gc.ca

Site Web : www.suretenucleaire.gc.ca

Facebook : facebook.com/Commissioncanadiennedesuretenucleaire

YouTube : youtube.com/ccsnensc

Rapport national du Canada pour la *Convention sur la sûreté nucléaire* Sixième rapport

Établi conformément à l'article 5 de la *Convention sur la sûreté nucléaire*

Résumé

Ce sixième rapport canadien présente les mesures prises par le Canada pour remplir chacune des obligations de la *Convention sur la sûreté nucléaire* (la Convention) au cours de la période de référence d'avril 2010 à mars 2013. Au cours de cette période, les mesures mises en place pour que le Canada puisse remplir ses obligations ont été maintenues et, dans plusieurs cas, améliorées. Facilitées par un régime législatif moderne et rigoureux – qui est axé sur la préservation de la santé et de la sécurité des personnes et sur la protection de l'environnement – ces mesures sont mises en œuvre par l'organisme de réglementation, les titulaires de permis de centrale nucléaire ainsi que d'autres organismes gouvernementaux et parties intéressées du secteur nucléaire. Le Canada souscrit toujours pleinement aux principes et à la mise en œuvre de la Convention.

Vingt réacteurs CANDU étaient en exploitation au Canada au cours de la période de référence, y compris des réacteurs aux centrales de Bruce-A et de Point Lepreau qui ont été remis en service après des travaux de réfection afin de prolonger leur durée de vie. Plusieurs améliorations ont été apportées à la conception et à d'autres caractéristiques des tranches au cours de leur réfection. Ceci a accru leur sûreté à un niveau s'approchant de celui que visent les projets de nouvelle centrale nucléaire. Une évaluation environnementale (EE) et un examen intégré de sûreté (EIS) ont été complétés en appui à la décision d'effectuer la réfection de la centrale de Darlington (qui débutera possiblement dès la fin de la prochaine période de référence). Un EIS consiste en un bilan périodique de sûreté (BPS) effectué une seule fois. Un EIS a également été effectué dans le cadre du projet de prolongation de manière progressive de la durée de vie de la centrale de Pickering-B. Des plans ont été élaborés afin de maintenir en exploitation toutes les tranches présentement en exploitation des centrales de Pickering-A et Pickering-B de manière sûre et durable jusqu'à leur mise en état d'arrêt prévue à la fin de 2020. La mise en état d'arrêt de la centrale de Gentilly-2 a commencé vers la fin de la période de référence et l'élaboration de plans détaillés pour effectuer son déclassement a débuté. Des travaux se sont également poursuivis concernant des projets de construction de nouvelles centrales nucléaires. Suite à une EE positive, la CCSN a délivré un permis de préparation d'un emplacement où l'on pourrait construire jusqu'à quatre réacteurs au site actuel de Darlington.

Au Canada, les activités menées aux centrales nucléaires qui relèvent du domaine nucléaire sont régies par des textes de loi modernes et rigoureux, qui contiennent des pouvoirs bien définis et appropriés, de façon à s'assurer que ces centrales continuent d'être exploitées de manière sûre. La *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires* (LSRN) est le texte de loi le plus important. Des règlements et d'autres instruments de réglementation élaborés en consultation avec les parties intéressées complètent les textes de loi. L'organisme de réglementation de l'énergie

nucléaire au Canada, la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN), est pleinement développée et bien établie. Un système de délivrance de permis est en place de manière à contrôler les activités liées aux centrales nucléaires, à préserver la santé et la sécurité des personnes, à protéger l'environnement et à maintenir la sécurité nationale. Afin d'améliorer davantage ce système, la CCSN a poursuivi son projet de restructuration des permis. À la fin de la période de référence, les permis d'exploitation de centrale nucléaire en service avaient tous été rationalisés et étaient accompagnés d'un manuel des conditions de permis (MCP) qui donne des éclaircissements sur les exigences et attentes réglementaires et facilite l'amélioration de l'efficacité réglementaire.

La CCSN possède un programme exhaustif visant à assurer le respect du cadre de réglementation et à surveiller le rendement en matière de sûreté aux centrales nucléaires. La CCSN dispose d'un ensemble exhaustif de mesures d'application graduelles de la réglementation afin de traiter des cas de non-conformité. Une nouvelle mesure introduite au cours de la période de référence – les sanctions administratives pécuniaires (SAP) – accroîtra l'efficacité et la flexibilité de la CCSN en matière d'application.

Le cadre de réglementation et les processus de la CCSN sont caractérisés par un haut degré d'ouverture et de transparence. La CCSN a continué de promouvoir ces valeurs au cours de la période de référence, p. ex. en établissant un programme d'appui financier afin de faciliter la participation d'intervenants éligibles dans le processus de prise de décisions, en distribuant des documents de travail et en sollicitant, tôt dans le processus, une rétroaction de la part du public concernant les changements réglementaires possibles.

Les titulaires de permis de centrale nucléaire au Canada remplissent leurs responsabilités en matière de sûreté et accordent une grande importance à la sûreté à tous les niveaux de leurs organisations. Les titulaires de permis et la CCSN ont pris un engagement ferme en faveur de la sûreté nucléaire et s'efforcent d'améliorer continuellement leur rendement à ce chapitre.

Le cadre de réglementation au Canada, de nature largement non prescriptive, est continuellement mis à jour et correspond aux normes internationales. Les renouvellements des permis d'exploitation de centrale nucléaire sont utilisés pour y incorporer de nouvelles normes et de nouvelles exigences que les titulaires de permis appliqueront de manière proactive. Au cours de la période de référence, la CCSN a continué de faire des progrès au chapitre de l'élaboration du cadre de réglementation en ce qui concerne les projets de réfection et les projets de nouvelle centrale nucléaire. La CCSN a également amélioré son état de préparation à s'occuper des projets de nouvelle centrale nucléaire, en effectuant des examens préalables des conceptions proposées par les fournisseurs, en participant au Programme multinational d'évaluation de la conception (MDEP) ainsi qu'en élaborant des procédures de travail à usage interne afin d'aider son personnel à évaluer les demandes de permis.

En 2011, le Service d'examen intégré de la réglementation (SEIR) de l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA) a complété une mission de suivi d'un examen par des pairs au Canada. Cette mission a évalué les mesures prises par la CCSN en réponse aux résultats de la mission initiale du SEIR en 2009 ainsi que deux autres domaines – la réglementation du transport des matières radioactives et les mesures réglementaires prises après l'accident survenu à Fukushima. L'équipe d'examen par des pairs a conclu que la CCSN avait donné suite de façon appropriée aux résultats de la mission initiale et que, pour la plus grande partie des

recommandations et suggestions formulées en 2009, on pouvait considérer qu'elles avaient été prises en compte de manière adéquate et que les dossiers correspondant pouvaient être fermés.

Le secteur nucléaire au Canada est une branche d'activité parvenue à maturité qui possède un excellent bilan en matière de sûreté. Au cours de la période de référence, les titulaires de permis de centrale nucléaire se sont acquittés de leurs responsabilités fondamentales en matière de sûreté conformément à la LSRN, aux règlements et à leurs permis d'exploitation. Les questions de sûreté qui ont surgi ont été prises en compte par les titulaires de permis de façon à maintenir le risque à un niveau raisonnable. Les titulaires de permis de centrale nucléaire au Canada ont également collaboré à plusieurs projets visant à régler des questions de sûreté et à échanger de l'information.

Aucun des événements importants sur le plan de la sûreté survenus aux centrales nucléaires canadiennes au cours de la période de référence ne présentait un risque important pour les personnes ou pour l'environnement. Par exemple, aucune défaillance grave d'un système fonctionnel n'est survenue aux centrales nucléaires au cours de cette période. Les mesures prises par les titulaires de permis en réponse à ces événements ont permis de corriger toutes les lacunes et d'empêcher qu'ils ne se reproduisent.

À toutes les centrales nucléaires canadiennes, les marges de sûreté et l'application du principe de défense en profondeur étaient satisfaisantes au cours de la période de référence. Les doses maximales des travailleurs des centrales nucléaires étaient bien en deçà des limites de doses annuelles et tous les rejets radioactifs ont été limités à environ 1 % des limites opérationnelles dérivées. Les cotes attribuées par la CCSN au rendement en matière de sûreté aux centrales nucléaires, pour chacun des domaines de sûreté qu'elle évalue, ont confirmé qu'à quelques rares exceptions près en 2010, ce rendement répondait aux exigences et attentes de la CCSN, ou allait au-delà de celles-ci, à toutes ces centrales au cours de la période de référence.

Le Canada a répondu de manière efficace à l'accident nucléaire survenu à Fukushima et met en œuvre les leçons tirées de celui-ci afin d'améliorer la sûreté. La CCSN a demandé aux titulaires de permis de confirmer le dossier de sûreté de chacune de leurs installations et de prendre en compte les leçons tirées de cet accident. Après avoir évalué les mesures qu'ils ont prises et examiné son propre cadre de réglementation, la CCSN a élaboré un plan d'action comprenant des résultats attendus clairs de la part des titulaires de permis de centrale nucléaire et de la CCSN, à court, à moyen et à long terme. Les nombreuses activités entreprises pour mettre en œuvre ce plan d'action comprennent entre autres :

- une étude probabiliste de sûreté et une évaluation déterministe de la sûreté
- une révision des documents d'application de la réglementation
- des améliorations des outils de modélisation et d'analyse
- l'installation de nouveaux équipements qui améliorent la défense en profondeur
- des mises à niveau des plans d'urgence
- des suggestions de modification des règlements
- l'acquisition d'équipement d'atténuation en cas d'urgence et de sources d'alimentation électrique de secours
- la tenue d'exercices d'urgence de grande envergure
- des améliorations de la surveillance du rayonnement près du périmètre du site

Toutes les mesures prévues à court terme ont été complétées et il est prévu que toutes les autres le seront au cours de la prochaine période de référence.

Des examinateurs indépendants ont conclu que la réponse de la CCSN à l'accident survenu à Fukushima avait été prompte, exhaustive et efficace et qu'elle tenait compte des différentes leçons tirées de cet accident. En plus de l'évaluation portant sur cet accident effectuée dans le cadre de la mission de suivi du SEIR en 2011, la CCSN a mis sur pied un Comité consultatif externe (CCE) constitué d'experts en réglementation indépendants et ayant pour mandat d'évaluer sa réaction à l'accident survenu à Fukushima. Ces examens ont soulevé des constatations particulières qui ont servi de complément au *Plan d'action intégré de la CCSN sur les leçons tirées de l'accident nucléaire de Fukushima Daiichi* (en bref, le *Plan d'action de la CCSN*) (précisément en ce qui concerne la préparation aux urgences, les communications ainsi que les facteurs humains et organisationnels). La CCSN a intégré à son plan d'action des activités pour tenir compte de ces constatations qui concernent non seulement les centrales nucléaires mais également d'autres installations nucléaires réglementées.

Globalement, les mesures prises par le Canada vont tenir compte des leçons tirées de l'accident de Fukushima et serviront à prévenir un accident similaire ou à atténuer ses effets s'il devait s'en produire un.

Au cours de la période de référence, la CCSN et les entreprises du secteur nucléaire ont pris en compte les trois mesures suivantes qui ont été proposées spécifiquement pour le Canada lors de la cinquième réunion d'examen de la Convention :

- | | |
|------------|--|
| Mesure C-1 | Poursuivre la mise en œuvre des bilans périodiques de sûreté (BPS) |
| Mesure C-2 | Résoudre le problème du manque potentiel de ressources humaines lié aux projets de réfection et de nouvelle centrale nucléaire |
| Mesure C-3 | Compléter la mise en œuvre de lignes directrices pour la gestion des accidents graves (LDGAG) |

La CCSN a décidé au cours de la période de référence que les BPS devraient faire partie du processus de délivrance de permis (p. ex. sur un cycle de 10 ans), leurs résultats devenant partie intégrante du fondement d'autorisation d'une centrale nucléaire. La CCSN prévoit de mettre à jour son document RD-360, *Prolongement de la durée de vie des centrales nucléaires* qui couvre les exigences relatives aux EIS. Cette révision tiendra compte du besoin de compléter périodiquement et de façon exhaustive le processus d'EIS quand vient le temps de renouveler un permis. Reconnaissant la valeur des BPS, la direction de la centrale de Darlington s'est engagée à effectuer un tel bilan en appui à ses activités d'exploitation à long terme. Il est prévu que le premier BPS complet sera soumis à la CCSN en 2014.

On ne devrait pas avoir à faire face à un problème important de manque de main-d'œuvre dans un avenir prévisible. Les besoins en ressources humaines ont diminué au cours de la période de référence (p. ex. suite aux décisions de fermer la centrale de Gentilly-2 et de ne pas effectuer la réfection de la centrale de Pickering-B, ainsi que le temps plus long pris par la province de l'Ontario pour décider de passer à la phase de construction d'une nouvelle centrale nucléaire). Les entreprises du secteur des centrales nucléaires ont en place des programmes exhaustifs et efficaces de formation, de dotation, d'examen, d'évaluation de la capacité de la main-d'œuvre, d'embauche, de maintien du savoir ainsi que de recherche et de développement pour s'assurer que des ressources humaines suffisantes sont disponibles pour effectuer les activités courantes et

prévues. De plus, la CCSN a optimisé sa main-d'œuvre afin de répondre aux besoins actuels et prévus en matière de réglementation.

Des LDGAG ont été mises en œuvre à toutes les centrales nucléaires en exploitation. Dans le cas de la centrale de Gentilly-2, Hydro-Québec élabore présentement un programme particulier pour la piscine de stockage du combustible irradié pendant que les travaux en préparation au déclassement de la centrale se poursuivent. Au cours de la période de référence, les titulaires de permis de centrale nucléaire ont incorporé des LDGAG à leurs plans d'urgence et en font présentement la validation (ou les ont déjà validés) au cours de manœuvres et d'exercices d'intervention en cas d'urgence. Pour donner suite aux leçons tirées de l'accident de Fukushima, les titulaires de permis sont en voie d'apporter d'autres améliorations aux LDGAG, comme l'élargissement de leur portée afin d'englober les événements touchant plus d'une tranche et ceux liés aux piscines de stockage du combustible irradié.

Table des matières

Résumé.....	i
Liste de sigles, d’acronymes, d’abréviations et d’expressions particulières.....	xi
Chapitre I – Introduction.....	1
Chapitre II – Résumé.....	15
Chapitre III – Respect de la Convention	23
Partie A – Généralités.....	23
Article 6 – Centrales nucléaires actuelles	24
6a) Liste des centrales nucléaires actuelles.....	24
6b) Justification du maintien en exploitation des centrales nucléaires canadiennes.....	24
Partie B – Législation et réglementation.....	27
Article 7 – Cadre législatif et réglementaire.....	28
7.1 Élaboration et maintien d’un cadre législatif et réglementaire	28
7.2 Dispositions du cadre législatif et réglementaire	33
7.2(i) Exigences et règlements nationaux en matière de sûreté.....	33
7.2(ii) Programme de délivrance de permis.....	41
7.2(iii) Programme d’inspections et d’évaluations réglementaires.....	59
7.2(iv) Application.....	66
Article 8 – Organisme de réglementation	71
8.1 Mise sur pied de l’organisme de réglementation	75
8.2 État de l’organisme de réglementation	99
Article 9 – Responsabilités des titulaires de permis.....	103
Partie C – Considérations générales de sûreté	111
Article 10 – Priorité accordée à la sûreté.....	112
Article 11 – Ressources financières et humaines.....	122
11.1 Ressources financières	122
11.2 Ressources humaines	125
Article 12 – Facteurs humains	136
Article 13 – Systèmes de gestion	145
Article 14 – Évaluation et vérification de la sûreté.....	148
14(i) Évaluation de la sûreté.....	148
14(ii) Vérification de la sûreté.....	169
Article 15 – Radioprotection	173
Article 16 – État de la préparation aux urgences.....	180

16.1	Plans et programmes d'urgence	180
16.2	Information du public et des pays étrangers	199
Partie D – Sûreté des installations.....		201
Article 17 – Choix de site.....		202
17(i)	Évaluations de facteurs liés au site	205
17(ii)	Répercussions de l'installation sur les personnes, la société et l'environnement..	206
17(iii)	Réévaluation des facteurs liés au site.....	209
17(iv)	Consultation auprès d'autres Parties contractantes susceptibles d'être touchées par les installations.....	211
Article 18 – Conception et construction.....		213
18(i)	Prise en compte de la défense en profondeur au stade de la conception et de la construction.....	218
18(ii)	Utilisation de technologies éprouvées	220
18(iii)	Conception permettant un fonctionnement fiable, stable et facilement maîtrisable	221
Article 19 – Exploitation.....		223
19(i)	Délivrance d'un permis initial d'exploitation	224
19(ii)	Limites et conditions d'exploitation	225
19(iii)	Procédures d'exploitation, d'entretien, d'inspection et de mise à l'essai	228
19(iv)	Procédures d'intervention en cas d'incident d'exploitation prévu et d'accident...	229
19(v)	Services techniques et d'ingénierie.....	235
19(vi)	Rapports sur les incidents importants sur le plan de la sûreté	236
19(vii)	Rétroaction relative à l'expérience d'exploitation.....	237
19(viii)	Gestion du combustible utilisé et des déchets radioactifs sur le site.....	238
APPENDICES.....		241
Appendice A – Liste des sites Web pertinents.....		242
Appendice B – Liste et état des centrales nucléaires au Canada.....		243
Appendice C – Exemples de programmes et autres renseignements devant être fournis à l'appui d'une demande de renouvellement de permis d'exploitation d'une centrale nucléaire.....		245
Appendice D – Événements importants au cours de la période de référence		247
Appendice E – Recherche au Canada sur la sûreté nucléaire relative aux centrales nucléaires		252
Appendice F – Système d'évaluation du rendement des centrales nucléaires et d'attribution de cotes connexes de la CCSN et résultats obtenus au cours de la période de référence.....		259
Appendice G – Questions de sûreté CANDU		266

Appendice H – Processus de prise de décisions en fonction du risque de la CCSN..... 273
ANNEXES 278

Liste de sigles, d'acronymes, d'abréviations et d'expressions particulières

AEN	Agence pour l'énergie nucléaire (une agence de l'Organisation de coopération et de développement économiques)
AIEA	Agence internationale de l'énergie atomique
ALARA	niveau le plus bas qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre, en tenant compte des facteurs sociaux et économiques (sigle anglais)
ANSI	American Nuclear Standards Institute
AQ	assurance de la qualité
ASME	American Society of Mechanical Engineers
BEAU	analyse des prévisions les plus probables et incertitudes (sigle anglais)
BPS	bilan périodique de sûreté
CANDU	réacteur canadien à deutérium-uranium (sigle anglais)
CCE	Comité consultatif externe
CCEA	Commission de contrôle de l'énergie atomique
CCSN	Commission canadienne de sûreté nucléaire
CESN	Commission d'examen de la sûreté nucléaire
CIPR	Commission internationale de protection radiologique
CMD	documents préparés par le personnel de la CCSN, les promoteurs et les intervenants à l'intention des commissaires pour les audiences et réunions de la Commission. Chaque CMD a un numéro qui lui est propre. (sigle anglais)
CODAP	Programme portant sur la détérioration et le vieillissement des composants ainsi que l'expérience d'exploitation connexe (sigle anglais)
COG	Groupe des propriétaires de CANDU (sigle anglais)
Commission	La composante de la Commission canadienne de sûreté nucléaire constituant un tribunal
CSA	Association canadienne de normalisation, utilisant maintenant l'appellation Groupe CSA (sigle anglais)
DG	dossier générique
DPR	Division du programme de réglementation
DRCN	Direction de la réglementation des centrales nucléaires (CCSN)
DSG	Direction de la sécurité et des garanties (CCSN)
EACL	Énergie atomique du Canada limitée
EC6	CANDU 600 amélioré (sigle anglais)
EE	évaluation environnementale
EIE	énoncé des incidences environnementales
EIS	examen intégré de sûreté

EISC	Équipe d'intégration du secteur CANDU
ENNB	Énergie nucléaire Nouveau-Brunswick
EPR	réacteur européen de type pressurisé (sigle anglais)
EPREV	examen de l'état de la préparation aux urgences (sigle anglais)
EPRI	Electric Power Research Institute
EPS	étude probabiliste de sûreté (équivalent à une étude probabiliste du risque [EPR])
Examen des événements	Activités de vérification consistant à examiner et à évaluer les rapports produits par les titulaires de permis sur les événements et à en dégager les tendances
Examen documentaire	activités de vérification ayant trait exclusivement à l'examen des documents et rapports produits par les titulaires de permis (dont les rapports techniques trimestriels, les rapports annuels de conformité, les rapports spéciaux et documents liés à la conception, à l'analyse de la sûreté, aux programmes et aux procédures)
G8	Groupe de huit nations (Canada, États-Unis, France, Royaume-Uni, Allemagne, Italie, Japon, Russie, et représentants de l'Union européenne)
GAG	gestion des accidents graves
IFH	ingénierie des facteurs humains
INES	Échelle internationale des événements nucléaires (sigle anglais)
INPO	Institute of Nuclear Power Operations
INIR	Service intégré d'examen de l'infrastructure (sigle anglais)
Inspection circonscrite	inspection particulière de type I ou II tenant lieu d'activité de suivi réglementaire après un événement ou une inspection ou en fonction du rendement d'un titulaire de permis
Inspection de type I	activités de vérification relatives aux examens et évaluations sur place des programmes, procédés et pratiques des titulaires de permis
Inspection de type II	activités de vérification relatives aux contrôles et rondes périodiques (élément par élément)
IRS	Système de notification des incidents (sigle anglais)
ISO	Organisation internationale de normalisation (sigle anglais)
LCE	ligne de conduite pour l'exploitation
LCEE	<i>Loi canadienne sur l'évaluation environnementale</i>
LDGAG	Lignes directrices pour la gestion des accidents graves
LGU	<i>Loi sur la gestion des urgences</i>
LOD	limite opérationnelle dérivée
LSRN	<i>Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires</i>
MAECD	ministère des Affaires étrangères, du Commerce et du Développement

MCP	Manuel des conditions de permis
MDEP	Programme multinational d'évaluation de la conception (sigle anglais)
mSv	millisievert
MW	mégawatt
MWé	mégawatt électrique
NEWS	Système des événements nucléaires sur le Web (AIEA, sigle anglais)
NRU	réacteur national de recherche universel
OCDE	Organisation de coopération et de développement économiques
OMU N.-B.	Organisation des mesures d'urgence du Nouveau-Brunswick
OPEX	expérience d'exploitation (sigle anglais)
OPG	Ontario Power Generation Inc.
OSART	Équipe d'examen de la sûreté nucléaire (sigle anglais)
OSQC	Organisation de sécurité civile du Québec
PCM	point de contrôle pour la mise en service
PDFR	prise de décisions en fonction du risque
PERCA	perte de caloporteur
PERCARM	perte de caloporteur attribuable à une rupture majeure
Période de référence	avril 2010 à mars 2013
PES	paramètres d'exploitation sûre
PFIU	Plan fédéral d'intervention d'urgence (PFIU)
PFUN	Plan fédéral en cas d'urgence nucléaire
Plan harmonisé	Le plan d'amélioration global de la CCSN qui intègre et assure la concordance de toutes les initiatives inter-fonctionnelles en un plan unique comprenant des priorités ainsi que des résultats attendus clairs
PMUNE	Plan des mesures d'urgence nucléaire externe
PPUN	Plan provincial en cas d'urgence nucléaire de l'Ontario
RANET	Réseau d'intervention et d'aide de l'AIEA (sigle anglais)
Rapport canadien	Le n ^e rapport signifie le rapport soumis au nom du Canada lors de la n ^e réunion d'examen de la <i>Convention sur la sûreté nucléaire</i>
RAP	recombineur d'hydrogène auto-catalytique passif
RCA	réacteur CANDU avancé
R-D	recherche et développement
RNCan	Ressources naturelles Canada
RUC	refroidissement d'urgence du cœur
SAP	Sanctions administratives pécuniaires
Seuil d'intervention	Une dose de rayonnement déterminée ou tout autre paramètre qui, lorsqu'il est atteint, peut dénoter une perte de contrôle d'une partie du programme de radioprotection du titulaire de permis et rend nécessaire la prise de mesures particulières

SCSE	Système central de suivi des événements
SGBP	Système de gestion de Bruce Power
SEIR	Service d'examen intégré de la réglementation
SSC	structures, systèmes et composants
TEPCO	Tokyo Electric Power Company
UNENE	Réseau d'excellence universitaire en génie nucléaire (sigle anglais)
USNRC	Nuclear Regulatory Commission des États-Unis (sigle anglais)
UOIT	Institut de technologie de l'Université de l'Ontario (sigle anglais)
WANO	Association mondiale des exploitants de centrales nucléaires (sigle anglais)

Chapitre I – Introduction

A. Généralités

Le Canada a été l'un des premiers signataires de la *Convention sur la sûreté nucléaire* (la Convention) qui est entrée en vigueur le 24 octobre 1996. En tant que Partie contractante, il s'efforce de remplir chacune des obligations de la Convention comme le démontrent les rapports canadiens présentés à l'occasion des réunions précédentes d'examen de la Convention. Le Canada souscrit toujours pleinement aux principes et à la mise en œuvre de la Convention.

Lors de la cinquième réunion d'examen de la Convention, les Parties contractantes présentes se sont entendues pour tenir une réunion extraordinaire de la Convention conformément à l'article 23 de celle-ci : « ...apporter d'autres améliorations en matière de sûreté en examinant et partageant les leçons tirées et les mesures prises par les Parties contractantes suite aux événements de Fukushima et examiner l'efficacité et, si nécessaire, le maintien de la pertinence des dispositions de la *Convention sur la sûreté nucléaire* ». Cette deuxième réunion extraordinaire de la Convention a eu lieu au siège social de l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA) à Vienne du 27 au 31 août 2012. Les délégués à la cinquième réunion d'examen de la Convention ont aussi agi comme délégués à la deuxième réunion extraordinaire. Le Canada a préparé un rapport conformément aux directives fournies par les délégués et il a participé à l'examen pour la deuxième réunion extraordinaire.

Ce rapport, préparé pour la sixième réunion d'examen, comprend et, au besoin, met à jour l'information contenue dans le rapport du Canada pour la cinquième réunion d'examen et la deuxième réunion extraordinaire.

Ce sixième rapport a été préparé au nom du gouvernement du Canada par une équipe placée sous la direction de la Commission canadienne de sûreté nucléaire. Des représentants des organismes suivants ont participé à la préparation du rapport : Bruce Power, Hydro-Québec, Énergie nucléaire Nouveau-Brunswick, Ontario Power Generation, Énergie atomique du Canada limitée, Ressources naturelles Canada, Santé Canada, Sécurité publique Canada et les organismes d'intervention en cas d'urgence des provinces de l'Ontario, de Québec et du Nouveau-Brunswick.

A.1 Portée

Conformément à l'article 5 de la Convention, ce sixième rapport décrit comment le Canada a rempli ses obligations, aux termes des articles 6 à 19 de la Convention, au cours de la période de référence, allant d'avril 2010 à mars 2013. Il suit de près les principes directeurs concernant la forme et la structure des rapports à présenter établies par les Parties contractantes, en vertu de l'article 22 et énoncés dans la révision 3 du document INFCIRC/572 de l'AIEA, *Lignes directrices pour la préparation des rapports nationaux conformément à la Convention sur la sûreté nucléaire*, publiée en septembre 2009. Ce sixième rapport décrit les dispositions prises par le Canada pour s'acquitter de ses obligations aux termes de la Convention et donne des précisions sur les changements apportés depuis la publication du cinquième rapport canadien. Une attention particulière est accordée aux mesures qui ont été proposées au Canada lors de la cinquième réunion d'examen de la Convention et aux résultats du suivi effectué par le Service d'examen intégré de la réglementation (SEIR). Le rapport traite également des mesures prises par le Canada pour tenir compte des leçons tirées de l'accident de Fukushima.

Lorsqu'il est utilisé dans les articles de la Convention, le terme « installations nucléaires » désigne les centrales nucléaires. Par conséquent, le rapport canadien ne couvre pas les réacteurs de recherche.

De même, ce rapport ne couvre pas la sécurité nucléaire, les garanties et, sauf pour les renseignements fournis à l'alinéa 19(viii), la gestion des déchets radioactifs et du combustible usé. Ce dernier sujet est traité plus en profondeur dans le quatrième *Rapport national du Canada pour la Convention commune sur la sûreté de la gestion du combustible usé et sur la sûreté de la gestion des déchets radioactifs* publié en octobre 2011.

A.2 Contenu

Le premier chapitre de ce rapport fournit des renseignements contextuels importants pour le reste du rapport. La section A consiste en une introduction générale. La section B donne un sommaire des résultats de la cinquième réunion d'examen se rapportant au Canada, y compris les bonnes pratiques relevées au Canada et la réponse aux mesures qui lui ont été proposées lors de l'examen du cinquième rapport. La section C décrit des aspects de la politique en matière d'énergie nucléaire et d'activités de nature nucléaire au Canada. La section D offre une description générale du secteur de l'énergie nucléaire au Canada et les développements majeurs survenus récemment (les projets de réfection et de nouvelle centrale nucléaire). Bien que ces sections ne soient pas directement liées à l'un des articles de la Convention, elles procurent des informations sur le contexte dans lequel le Canada se conforme aux articles de la Convention.

Le chapitre II donne une vue d'ensemble des conclusions du rapport, dont un énoncé sommaire des mesures prises par le Canada pour se conformer aux articles de la Convention. Il comprend également un sommaire :

- des progrès réalisés en réponse aux propositions de mesures que le Canada devrait prendre, faites lors de la cinquième réunion d'examen
- des progrès réalisés concernant d'autres questions importantes de sûreté qui ne font pas l'objet des mesures proposées au Canada
- des progrès réalisés relatifs à la mise en œuvre du *Plan d'action de la CCSN* par la CCSN et les titulaires de permis de centrale nucléaire pour donner suite aux leçons tirées de l'accident de Fukushima
- des activités planifiées pour améliorer la sûreté et qui tiendront compte des mesures proposées au Canada et d'autres questions de sûreté

Le chapitre III donne des renseignements détaillés sur la façon dont le Canada a assumé pendant la période de référence les obligations que lui imposent les articles 6 à 19 de la Convention. Ce chapitre est divisé en quatre sections correspondant à la façon dont les articles de la Convention sont regroupés :

- Partie A – Généralités (article 6)
- Partie B – Législation et réglementation (articles 7 à 9)
- Partie C – Considérations générales de sûreté (articles 10 à 16)
- Partie D – Sûreté des installations (articles 17 à 19)

Au début de chaque article figure un encadré sur fond gris contenant le texte de l'article pertinent de la Convention. Lorsqu'utilisé dans un article, le terme « Partie contractante » désigne chacun des signataires de la Convention. Pour chacun des articles, la description des dispositions prises par le Canada pour s'acquitter des obligations pertinentes est divisée en alinéas dont la structure

et la numérotation correspondent à celles retrouvées dans l'article même. Lorsqu'il est nécessaire de subdiviser davantage la description, des lettres minuscules sont ajoutées au numéro de l'article à des fins de référence.

Dans le présent rapport, les mesures proposées au Canada lors de la cinquième réunion d'examen sont soulignées dans un encadré au début de la partie pertinente du texte. Le cas échéant, les constatations découlant d'autres examens indépendants, décrits brièvement ci-après, sont également citées afin de corroborer ou apporter des éclaircissements sur l'information présentée dans ce rapport.

En juin 2009, le Canada a accueilli une équipe d'inspection du SEIR (pour plus de renseignements, voir l'article 8). Les résultats de cette inspection initiale ont été présentés dans le cinquième rapport du Canada afin de fournir des renseignements complémentaires concernant le rendement en matière de réglementation au Canada, selon une équipe d'examen indépendante. En décembre 2011, le Canada a accueilli une équipe du SEIR qui a effectué un examen de suivi afin d'évaluer les mesures prises par la CCSN pour tenir compte des résultats de la mission initiale du SEIR en 2009, des domaines qui avaient été évalués en 2009 et les mesures prises par la CCSN pour donner suite à l'accident de Fukushima (pour plus de renseignements, voir l'article 8). Les constatations découlant de l'examen de suivi effectué par le SEIR sont également décrites dans des encadrés du rapport, de même que les mesures prises par la CCSN en réponse à ces constatations.

Des informations supplémentaires, rassemblées en deux groupes (appendices et annexes), sont fournies à la fin du rapport. Les appendices (identifiées par les lettres A à H) donnent des renseignements détaillés s'appliquant à plus d'un article. Par ailleurs, les annexes donnent d'autres informations qui sont directement pertinentes à l'approche adoptée par le Canada pour satisfaire aux obligations d'un article donné. Le numéro de chacune des annexes est le même que le numéro de l'article correspondant.

Les versions intégrales des premier, deuxième, troisième, quatrième et cinquième rapports canadiens ainsi que le rapport canadien pour la deuxième réunion extraordinaire et des documents connexes se trouvent sur les sites Web de la CCSN et de l'AIEA. L'appendice A fournit une liste des sites Web pertinents des différents organismes mentionnés dans ce rapport. Ce sixième rapport sera affiché sur le site Web de la CCSN à la fin de 2013 ou au début de 2014 dans les deux langues officielles du Canada (l'anglais et le français). Les rapports annuels du personnel de la CCSN sur le rendement en matière de sûreté des centrales nucléaires au Canada et les rapports annuels de la CCSN se trouvent aussi sur le site Web de la CCSN.

B. Résultats de la cinquième réunion d'examen

À la cinquième réunion d'examen de la Convention tenue à Vienne en avril 2011, le Canada faisait partie du groupe de pays n° 5 qui comprenait également l'Allemagne, la Bulgarie, l'Arménie, l'Autriche, le Pérou, le Nigéria, la Grèce, l'Irlande, les Émirats arabes unis et la Suisse. Lors de cette réunion, son rapport a été présenté à un auditoire comptant plus de 90 personnes représentant 18 pays. Le Canada a également répondu aux commentaires et questions de nombreuses délégations, incluant celles de l'Irlande, des Émirats arabes unis, de l'Inde, de l'Argentine, de la Chine, de la Roumanie, de la Belgique, de la Corée, des États-Unis, du Pakistan, de l'Allemagne, de la Suisse, du Royaume-Uni et de la France. Ces commentaires et questions portaient sur des sujets tels que l'indépendance et la transparence de la CCSN, la

formation, les travaux de réfection, les nouveaux réacteurs, les stratégies de recrutement et de rétention, la prise de décisions en fonction du risque, la nouvelle forme des permis, le programme de conformité de la CCSN, la culture de sûreté, les limites de dose, les études probabilistes de sûreté, les pertes de caloporteur attribuables à une rupture majeure (PERCARM), le cadre de réglementation, les lignes directrices pour la gestion des accidents graves (LDGAG) et la préparation aux urgences.

Le tableau suivant énumère les mesures proposées au Canada lors de la cinquième réunion d'examen, ceci conformément au rapport sommaire préparé par le Rapporteur du groupe de pays n° 5. Ils incluent également les alinéas pertinents de ce sixième rapport.

Mesures proposées au Canada lors de la cinquième réunion d'examen

N°	Libellé de la mesure	Alinéa pertinent
C-1	Poursuivre la mise en œuvre des bilans périodiques de sûreté (BPS)	14(i)h)
C-2	Régler les problèmes liés à un manque possible de ressources humaines dû aux projets de réfection et de construction de nouvelle centrale nucléaire	8.1c), 11.2
C-3	Compléter la mise en œuvre de lignes directrices pour la gestion des accidents graves (LDGAG)	19(iv)

C. Cadre et politique nucléaires nationaux

C.1 Cadre général

Au Canada, l'élaboration et la mise en œuvre de la politique nucléaire nationale relèvent de la compétence du gouvernement fédéral. Pendant plusieurs décennies, le gouvernement du Canada a apporté son soutien financier à la recherche nucléaire et au développement et à l'utilisation de l'énergie nucléaire et à d'autres applications connexes. L'exploitation de la première centrale nucléaire au Canada a débuté en 1962. Aujourd'hui, le gouvernement du Canada alloue des fonds pour les activités de recherche et développement (R-D), principalement aux laboratoires nucléaires d'Énergie atomique du Canada limitée (EACL). Les entreprises du secteur nucléaire, par l'entremise du programme de R-D du Groupe des propriétaires de CANDU (COG, décrit à l'alinéa D.1), contribuent approximativement 40 millions de dollars par année à la recherche à l'appui des centrales nucléaires en exploitation. D'autres programmes conjoints, mis sur pied sous les auspices du COG, versent de 15 à 20 millions de dollars supplémentaires à la R-D à l'appui des centrales nucléaires au Canada. Un sommaire du programme de recherche nucléaire national est fourni à l'annexe E.

Bien que le gouvernement du Canada cumule d'importantes responsabilités dans le domaine de l'énergie nucléaire, la décision d'investir dans la production d'électricité est du ressort de chacune des provinces. Il revient aux provinces, de concert avec les organismes et services publics d'électricité provinciaux, de déterminer si de nouvelles centrales nucléaires doivent être construites. Le gouvernement du Canada juge que l'énergie nucléaire constitue un élément important d'un ensemble diversifié de sources d'énergie. Il a pris les mesures nécessaires pour assurer le développement à long terme de l'énergie nucléaire comme source durable pour répondre aux besoins actuels et futurs en énergie. Le secteur canadien de l'énergie nucléaire

constitue une composante importante de l'économie du Canada et de l'ensemble de ses sources d'énergie.

Les énoncés suivants offrent une vue d'ensemble de l'activité nucléaire au Canada :

- en moyenne, 15 % de l'électricité au Canada est d'origine nucléaire
- en Ontario, environ 53 % de la production de l'électricité est assurée par des centrales nucléaires
- la technologie nucléaire canadienne a permis aux fournisseurs de soins de santé d'améliorer les techniques de dépistage et de traitement du cancer (le Canada est un important fournisseur d'isotopes à usage médical sur le marché mondial)
- des réacteurs à deutérium-uranium (CANDU) d'origine canadienne ont été construits et exploités dans plusieurs pays; quatre sont présentement en exploitation en Corée du Sud, deux respectivement en Chine et en Roumanie et un en Argentine
- l'ensemble du secteur nucléaire canadien, y compris les centrales nucléaires, contribue à hauteur de plusieurs milliards de dollars au produit intérieur brut, employant directement plus de 30 000 travailleurs possédant des compétences de haut niveau
- le Canada est le deuxième plus grand fournisseur d'uranium au monde et, en termes de la valeur de sa production, l'uranium constitue toujours l'un des 10 métaux les plus importants au pays

C.2 Politique nucléaire nationale

En vertu de la Constitution canadienne, la responsabilité en matière d'énergie nucléaire est du ressort du gouvernement fédéral. Son rôle englobe la R-D ainsi que la réglementation de toutes les matières et activités nucléaires au Canada. Le gouvernement du Canada accorde une grande priorité à la santé et la sécurité des personnes, à la sécurité nationale et à la protection de l'environnement en ce qui a trait aux activités nucléaires au Canada et il a établi un régime réglementaire exhaustif et robuste mis en œuvre par l'organisme indépendant de réglementation du secteur nucléaire au Canada – la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN).

D'autres ministères importants du gouvernement fédéral ont un rôle à jouer dans le secteur nucléaire canadien dont :

- Ressources naturelles Canada (RNCan), qui élabore les politiques et programmes et fixe les priorités en ce qui a trait à la science et aux technologies en matière d'énergie, administre la *Loi sur l'énergie nucléaire*, la *Loi sur la responsabilité nucléaire* et la *Loi sur les déchets de combustible nucléaire*, assume la responsabilité globale de la gestion des déchets nucléaires produits antérieurement à la réglementation et est responsable de la *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires*, cette dernière étant administrée par la CCSN
- Sécurité publique Canada, qui est l'autorité première en ce qui a trait au plan fédéral d'intervention d'urgence
- Santé Canada, qui établit les normes en matière de radioprotection et effectue la surveillance de l'exposition aux rayonnements dans le milieu de travail et est également responsable du Plan fédéral en cas d'urgence nucléaire
- Transports Canada, qui élabore et administre les politiques et les règlements relatifs au système de transport canadien, y compris le transport des matières dangereuses
- Environnement Canada, qui contribue au développement durable par des mesures visant à prévenir la pollution de façon à protéger l'environnement de même que la santé et la vie

des personnes contre les risques que présentent les substances toxiques; et qui est aussi responsable de l'administration de la *Loi canadienne sur la protection de l'environnement* et de la *Loi canadienne sur l'évaluation environnementale* (LCEE, 2012), cette dernière, mise à jour dernièrement, délègue à la CCSN la responsabilité d'effectuer les examens des évaluations environnementales (EE) portant sur les projets nucléaires proposés en vertu de la LSRN

- Le ministère des Affaires étrangères, Commerce et Développement (MAECD), qui établit et administre les politiques en matière de non-prolifération nucléaire et les contrôles à l'exportation, lesquels sont mis en œuvre par la CCSN

Différents protocoles d'entente existent entre la CCSN et d'autres organismes oeuvrant dans le secteur nucléaire, dont les organismes mentionnés dans la liste précédente.

Le protocole d'entente entre la CCSN et Santé Canada a été mis à jour au cours de la période de référence et signé en 2012. Ce protocole permet de s'assurer qu'une surveillance réglementaire exhaustive et continue en matière de radioprotection est en place afin de voir à la sécurité des patients. Notamment, il officialise les rôles et responsabilités du Comité de radioprotection fédéral-provincial-territorial.

La LSRN, la *Loi sur l'énergie nucléaire*, la *Loi sur les déchets de combustible nucléaire* et la *Loi sur la responsabilité nucléaire* sont les pièces maîtresses du régime législatif et réglementaire canadien relatif aux questions nucléaires. La LSRN constitue le principal texte de loi régissant la sûreté de l'industrie nucléaire au Canada. D'autres instruments législatifs portant sur la gestion des cas d'urgence, la protection de l'environnement et la sécurité des travailleurs, tels que la *Loi sur la gestion des urgences*, la *Loi canadienne sur la protection de l'environnement*, la *Loi canadienne sur l'évaluation environnementale* et le *Code canadien du travail*, viennent compléter ces lois.

Le cadre des politiques canadiennes relatives au domaine nucléaire couvre les aspects généraux suivants : une politique en matière de non-prolifération, des règlements transparents et indépendants, un ensemble de politiques concernant les déchets radioactifs, une politique ayant trait à la possession et au contrôle de l'uranium, le soutien à la recherche nucléaire, le soutien relatif à la technologie des réacteurs CANDU, et la coopération avec les gouvernements provinciaux et les autorités municipales.

Énergie atomique du Canada limitée (EACL) est une société d'État du gouvernement du Canada qui se rapporte au Parlement par l'entremise du ministre de RNCAN. EACL est un élément stratégique du système d'innovation national du Canada et de son infrastructure nationale des sciences et de la technologie. Cette société est l'organisme de file au Canada en ce qui a trait aux sciences et à la technologie du domaine nucléaire – ces capacités uniques comprennent celles de pouvoir effectuer le traitement des matériaux nucléaires et radioactifs. Ces capacités sont mises en œuvre dans des domaines importants pour l'ordre public et pour le secteur nucléaire, sur les plans national et international. EACL agit également à titre de conseiller et d'agent du gouvernement du Canada à des fins d'élaboration de politiques publiques, particulièrement dans le domaine de la sûreté nucléaire.

Le Canada maintient d'excellentes relations de travail avec les États-Unis en ce qui a trait au partage de l'expertise en matière de réglementation nucléaire et de préparation aux urgences.

Le Canada participe activement aux activités sous le patronage de l'AIEA, y compris au plan d'action de l'AIEA en matière de sûreté nucléaire, et soutient pleinement le programme du SEIR et ses équipes d'inspection.

Le Canada est un membre actif d'un bon nombre d'autres organismes internationaux dont l'International Nuclear Regulators Association, le Groupe des cadres supérieurs des organismes de réglementation – CANDU, l'Agence pour l'énergie nucléaire (AEN) de l'Organisation de coopération et de développement économiques et le Groupe du G8 sur la sûreté et la sécurité nucléaires. Ces organismes offrent au Canada la possibilité de coordonner ses activités à l'échelle internationale, d'influencer et améliorer la sûreté nucléaire d'une perspective de réglementation et d'échanger des renseignements et de l'expérience avec d'autres organismes de réglementation. Le Canada préside les réunions du Groupe des cadres supérieurs des organismes de réglementation – CANDU et utilise cette tribune pour partager des renseignements sur la réglementation particulièrement pertinente aux centrales nucléaires CANDU. Par exemple, la CCSN a distribué son rapport sur les questions de sûreté CANDU de catégorie 3 (pour une explication à ce sujet, voir l'alinéa 14(i)g) à d'autres cadres supérieurs des organismes de réglementation – CANDU. Le Canada contribue aussi au Cadre international de coopération sur l'énergie nucléaire et au Programme multinational d'évaluation de la conception (MDEP, voir l'article 18). Il est également membre de la Tribune internationale sur la génération IV et a mis sur pied un programme national concernant ce sujet (voir l'appendice E).

Le Canada a signé et ratifié les cinq autres conventions multilatérales suivantes sur la sûreté nucléaire :

- la *Convention commune sur la sûreté de la gestion du combustible usé et sur la sûreté de la gestion des déchets radioactifs*
- la *Convention internationale sur la protection physique des matières nucléaires*
- la *Convention internationale pour la suppression des actes de terrorisme nucléaire*
- la *Convention sur la notification rapide d'un accident nucléaire* (pour plus de renseignements, voir l'alinéa 16.2b))
- la *Convention sur l'assistance en cas d'accident nucléaire ou de situations d'urgence radiologique* (pour plus de renseignements, voir l'alinéa 16.2b))

C.3 Réponse globale fédérale à l'accident de Fukushima

Immédiatement après l'accident de Fukushima, la CCSN a :

- activé son Centre des mesures d'urgence, y assignant du personnel 24 heures par jour, 7 jours semaine, afin de faire le suivi de la situation, d'évaluer les rapports initiaux et d'offrir aux Canadiens des informations justes et en temps opportun (pour plus de renseignements, voir l'alinéa 16.1d))
- effectué des inspections, y compris des tournées d'inspection sur le terrain aux installations nucléaires afin d'évaluer l'état de préparation des systèmes d'atténuation (pour plus de renseignements, voir l'alinéa 7.2(iii)b))
- demandé aux titulaires canadiens de permis d'installation nucléaire de catégorie I et de mines et d'usines de concentration d'uranium d'examiner les leçons tirées de cet accident et de revoir les dossiers de sûreté des installations, notamment le concept sous-jacent de défense en profondeur (voir l'alinéa 8.1)

- mis sur pied le Groupe de travail de la CCSN sur Fukushima afin d'évaluer les répercussions techniques ainsi qu'en matière d'exploitation et de réglementation de l'accident pour les centrales nucléaires au Canada (voir l'alinéa 8.1)

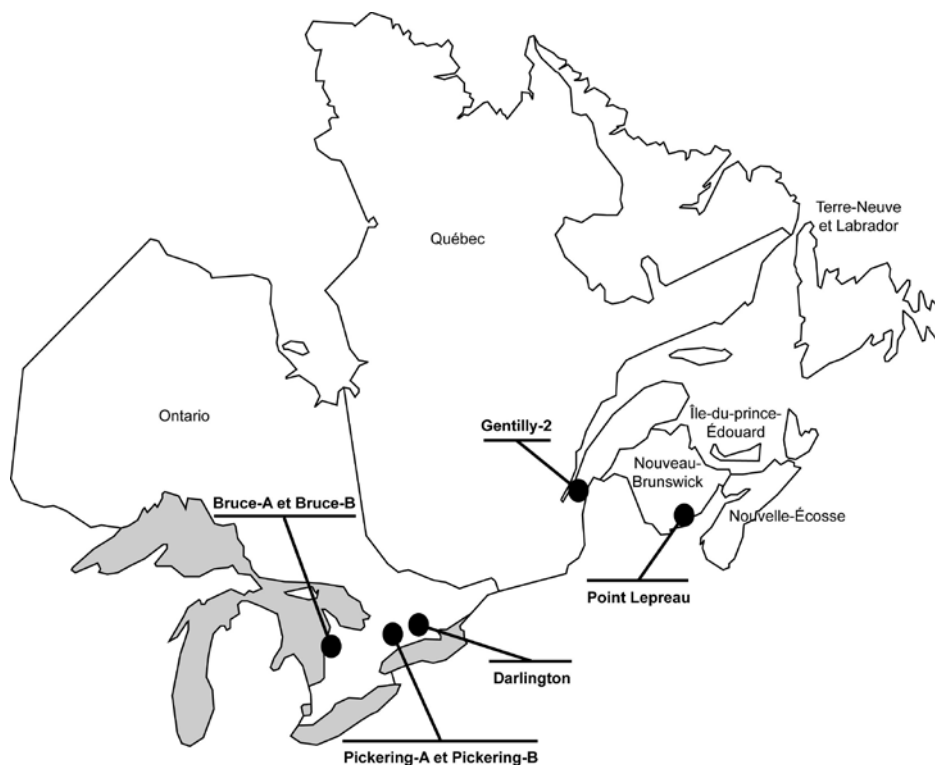
D'autres organismes fédéraux dont le MAECD, Santé Canada, l'Agence de la santé publique du Canada et Sécurité publique Canada, ont également activé leurs centres des mesures d'urgence afin de coordonner la réponse fédérale à cette urgence.

Des organismes fédéraux, dont l'Organisme d'urgence nucléaire de la CCSN, le Bureau de la radioprotection de Santé Canada, l'Agence de la santé publique du Canada et le Centre météorologique canadien d'Environnement Canada, ont appuyé quotidiennement l'équipe du MAECD responsable du suivi de la crise au Japon, en fournissant des renseignements justes et en temps opportun aux Canadiens qui se trouvaient au Japon et en particulier à l'ambassadeur du Canada et à son personnel au Japon. De l'information était publiée sur les sites Web de la CCSN, du MAECD, de Santé Canada et de l'Agence de la santé publique du Canada pour fournir en permanence des renseignements objectifs et crédibles à l'intention des Canadiens, du personnel de la CCSN et d'autres ministères. Des efforts coordonnés ont aussi été déployés pour surveiller l'environnement au Canada et traiter les questions d'intérêt public.

D. Le secteur de l'énergie nucléaire et les activités récentes d'importance

D.1 Le secteur de l'énergie nucléaire au Canada

Sur un total de 22 réacteurs nucléaires au Canada, 19 génèrent présentement de l'électricité. Leurs emplacements au Canada sont indiqués sur le plan partiel ci-dessous. Au cours de la période de référence, les travaux de réfection de trois tranches ont été complétés (les tranches 1 et 2 de la centrale de Bruce-A et celle de la centrale de Point Lepreau). De plus, deux tranches de la centrale de Pickering-A étaient dans un état d'arrêt sûr et le processus visant l'arrêt définitif et le déclassement d'une tranche (celle de la centrale de Gentilly-2) a été entamé (voir la description ci-dessous). L'exploitation de ces réacteurs est régie par sept permis d'exploitation.



Les centrales nucléaires au Canada sont exploitées par quatre titulaires de permis :

- Ontario Power Generation Inc. (OPG), une entreprise privée appartenant entièrement à la province de l'Ontario
- Bruce Power Inc. (Bruce Power), une société privée
- Hydro-Québec (HQ), une société d'État de la province de Québec
- La Société énergie nucléaire Nouveau-Brunswick (ENNB), une société d'État de la province du Nouveau-Brunswick

Tout de suite après l'accident de Fukushima, chacun des titulaires de permis de centrale nucléaire a entrepris un examen des leçons tirées de cet accident. Au cours de la période de référence, ils ont complété ou apporté différentes améliorations afin de tenir compte de celles-ci.

Le tableau suivant donne un sommaire des titulaires de permis et du nombre de réacteurs à chacun des sites pour lesquels un permis a été délivré.

Titulaire de permis et nombre de réacteurs à chacun des sites de centrale nucléaire

Site de la centrale nucléaire autorisée	Province	Titulaire de permis	Nombre de réacteurs
Bruce-A	Ontario	Bruce Power	4
Bruce-B	Ontario	Bruce Power	4
Darlington	Ontario	OPG	4
Gentilly-2	Québec	Hydro-Québec	1
Pickering-A	Ontario	OPG	4
Pickering-B	Ontario	OPG	4

Point Lepreau	Nouveau-Brunswick	ENNB	1
---------------	-------------------	------	---

L'appendice B fournit des renseignements de base sur toutes les tranches des centrales nucléaires.

Les centrales nucléaires au Canada possèdent des réacteurs à eau lourde sous pression de type CANDU (développés au départ par EACL). En plus du Canada, des réacteurs CANDU sont en exploitation dans six autres pays. Une description détaillée des réacteurs CANDU a été fournie dans les premier et deuxième rapports canadiens.

Le gouvernement du Canada a pris des mesures pour renforcer le secteur nucléaire au Canada en restructurant EACL. En octobre 2011, le gouvernement a complété la vente des actifs de la division des réacteurs CANDU d'EACL à Candu Énergie, une filiale à part entière du Groupe SNC-Lavalin Inc. Candu Énergie est une entreprise de pointe dans le domaine de la technologie nucléaire qui offre des réacteurs nucléaires ainsi que des produits et des services nucléaires à des clients dans le monde entier. Cette entreprise agit à titre de concepteur original et fournisseur de la technologie CANDU. Elle offre quatre conceptions de réacteurs :

- [CANDU 6](#) : le parc de réacteurs présentement en exploitation est fondé sur la conception CANDU 6 actuelle, un réacteur à uranium naturel, modéré à l'eau lourde et pouvant être rechargé en puissance
- [CANDU 6 amélioré](#) : un réacteur de 700 MW_e de génération III ralenti à l'eau lourde et refroidi à l'eau lourde fondé sur le type CANDU 6 qui a déjà fait ses preuves
- [réacteur CANDU avancé](#) : (ACR-1000): un réacteur à l'eau lourde évolutif de génération III+ et de classe 1 200 MW_e
- [CANDU à cycle de combustible avancé](#) : conception permettant d'utiliser d'autres combustibles, notamment l'uranium récupéré provenant de réacteurs à eau légère, des mélanges d'oxydes d'uranium faiblement enrichi et de plutonium ainsi que le thorium, en plus de l'uranium naturel conventionnel; en collaboration avec la Chine, Candu Énergie effectue actuellement des travaux qui visent à mettre au point l'un de ces combustibles de remplacement, plus précisément le thorium

Candu Énergie est une entreprise du secteur nucléaire qui a joué un rôle clé dans l'élaboration de la réponse à l'accident de Fukushima. En plus de la conception de réacteurs, Candu Énergie offre également des services aux centrales nucléaires CANDU actuelles dans les domaines suivants :

- les projets de prolongation de la durée de vie
- les programmes et outils de gestion de la durée de vie des centrales
- l'exploitation et l'entretien

EACL demeure une société d'État fédérale, avec un effectif de plus de 3 200 employés. EACL est un élément stratégique du système national d'innovation du Canada et de son infrastructure nationale en science et en technologie. Elle est la première entreprise du secteur nucléaire canadien sur le plan des connaissances et l'exploitant d'installations uniques qui, ensemble, font la promotion de l'excellence et de l'avancement des sciences et de la technologie nucléaires.

En février 2012, le gouvernement du Canada a entamé la deuxième phase de son plan de restructuration d'EACL, publiant une demande de déclaration d'intérêt afin d'examiner les

possibilités d'établir différents modèles de partenariat à l'égard des laboratoires nucléaires et d'obtenir des renseignements servant au processus de restructuration. Il a annoncé en février 2013 qu'il allait lancer un processus concurrentiel d'approvisionnement dans le but de choisir un entrepreneur pour gérer et exploiter les laboratoires nucléaires d'EACL, le gouvernement demeurant le propriétaire de ces derniers. Les activités des laboratoires nucléaires seront axées sur les trois objectifs clés suivants :

- la gestion des obligations relatives aux déchets radioactifs accumulés et aux travaux de déclasserment
- la réalisation des activités de nature scientifique et technologique nécessaires pour remplir les responsabilités fédérales fondamentales
- un soutien aux entreprises du secteur nucléaire canadien en leur donnant accès, sur une base commerciale, aux installations et à l'expertise scientifiques et technologiques

Prenant en compte l'approche de la fin de la durée de vie nominale de la centrale de Gentilly-2 au cours de la période de référence précédente, le cinquième rapport du Canada mentionnait que la préférence d'Hydro-Québec était de procéder à la réfection de la centrale, prolongeant ainsi la durée de vie de celle-ci jusqu'aux années 2040, au lieu de mettre fin à son exploitation. Se fondant sur des considérations économiques, le gouvernement de la province de Québec a cependant décidé en septembre 2012 de procéder à la fermeture de la centrale au lieu d'effectuer sa réfection. Une équipe a été mise sur pied pour planifier et exécuter les activités de mise en état d'arrêt et le déclasserment. En décembre 2012, on a effectué un arrêt de la centrale suivant le même processus que lors d'un arrêt annuel pour entretien et les travaux pour la placer dans un état d'arrêt sûr ont débuté. Les premières étapes consistaient à effectuer le déchargement du combustible et l'entretien des systèmes importants pour assurer la sûreté de façon continue. Au cours de la prochaine période de référence, les activités d'Hydro-Québec porteront principalement sur la vidange et la désactivation des systèmes clés, le stockage de l'eau lourde, le confinement des sources radioactives et la poursuite de la surveillance et de l'entretien requis pour assurer la sûreté du combustible usé et la gestion d'autres dangers potentiels.

Hydro-Québec prévoit que tout le combustible sera en stockage à sec d'ici 2055 et que le démantèlement de la centrale sera effectué au cours de la période 2055-2060, ceci étant suivi des travaux de restauration du site.

Tous les exploitants de réacteurs CANDU dans le monde (y compris les titulaires de permis de centrale nucléaire au Canada et EACL) sont membres du Groupe des propriétaires de CANDU (COG). Le COG est un organisme sans but lucratif qui élabore des programmes de coopération, d'entraide et de partage de renseignements qui sont mis à la disposition de tous les exploitants de centrales CANDU au Canada et à l'étranger afin d'assurer le succès du soutien, du développement, de l'exploitation et de l'entretien de la technologie CANDU ainsi que sa rentabilité. Seules les entreprises qui sont propriétaires d'un réacteur nucléaire CANDU ou qui en exploitent un peuvent devenir membre du COG. Cependant, les fournisseurs et les entreprises d'ingénierie qui participent à la conception, à la construction et à l'exploitation des réacteurs CANDU peuvent prendre part à certains programmes. Le COG est décrit plus en détail à l'alinéa 9d).

D.2 Prolongation de la durée de vie des centrales nucléaires actuelles

Des projets de prolongation de la durée de vie sont présentement en cours ou sont envisagés pour plusieurs tranches des centrales nucléaires canadiennes. La réfection d'une tranche à une centrale

CANDU consiste habituellement à remplacer des composants importants du réacteur, tels que les canaux de combustible, et à remplacer ou remettre à niveau d'autres systèmes importants pour la sûreté. Une fois l'approbation de la CCSN obtenue, un réacteur remis à neuf et dont les canaux de combustible ont été remplacés pourrait, selon les circonstances, être exploité pendant une période d'environ 25 ans ou plus. L'état d'avancement de chacun des projets de prolongation de la durée de vie est décrit ci-après (pour de plus amples renseignements, voir l'alinéa 14(i)g)).

Réfection de Bruce-A

L'exploitation des tranches 1 et 2 de la centrale de Bruce-A a débuté en 1977. Leur réfection afin de prolonger leur durée de vie et de poursuivre leur exploitation a commencé au cours de la période de référence précédente. Les travaux importants qui ont été entrepris comprennent :

- le remplacement de composants importants, dont les générateurs de vapeur, les tuyaux d'alimentation, les tubes de calandre et les canaux de combustible
- l'entretien complet du turbo-alternateur
- le remplacement des réchauffeurs de l'eau d'alimentation et des tubes du condenseur
- la construction d'une salle de commande auxiliaire
- l'entretien et des mises à niveau du système d'alimentation électrique

La tranche 2 a atteint la criticité en mars 2012 mais il n'a pas été possible d'effectuer la synchronisation au réseau électrique avant octobre 2012 à cause d'une défektivité du turbo-alternateur. La tranche 1 a atteint la criticité en juillet 2012 et elle a été synchronisée au réseau électrique en septembre 2012. L'annonce officielle de la reprise de l'exploitation commerciale des deux tranches a été faite en octobre.

Bruce Power ne s'est toujours pas engagée à effectuer la réfection des tranches 3 et 4, ou celle de ses tranches de la centrale de Bruce-B.

Pickering-A et Pickering-B

L'exploitation de la centrale de Pickering-A, qui comprend les tranches 1 à 4, a débuté en 1971. Après les travaux de réfection, les tranches 1 et 4 ont été remises en service en 2005 et 2003, respectivement. En 2005, se fondant sur une évaluation de la situation économique, OPG a décidé de ne pas remettre les tranches 2 et 3 en service. En 2010, ces tranches ont été placées dans un état de conservation sûr, ce qui signifie qu'il a fallu effectuer le déchargement du combustible et drainer l'eau lourde du réacteur, les isoler des parties fonctionnelles de la centrale (comme le confinement) et les placer dans un état qui prévient une montée de la puissance du réacteur. Certains systèmes des tranches 2 et 3 nécessaires au bon fonctionnement de toutes les tranches vont demeurer en service en soutien à l'exploitation des tranches 1 et 4. Les tranches 2 et 3 seront maintenues dans un état de conservation sûr jusqu'à ce qu'on mette fin à l'exploitation de la centrale nucléaire en prévision de son déclassement éventuel. Les tranches 1 et 4 de la centrale de Pickering-A seront mises en état d'arrêt en même temps que les deux dernières tranches de la centrale de Pickering-B.

L'exploitation de la centrale de Pickering-B, qui comprend les tranches 5 à 8, a débuté en 1983. Un examen intégré de sûreté (EIS) approfondi a été effectué en 2010 afin d'évaluer les différentes options pour la maintenir en service. Vers la fin de la période de référence précédente, OPG a décidé qu'il était préférable de prolonger la durée de vie de la centrale de manière progressive au lieu de mettre fin à son exploitation ou d'effectuer sa réfection. La

décision de ne pas effectuer sa réfection était fondée sur des considérations économiques, telles la capacité des tranches, plutôt que des inquiétudes sur le plan de la sûreté.

En 2010, OPG a élaboré un plan de maintien en exploitation afin de documenter les mesures relatives au fondement technique requises pour justifier la prolongation de la durée de vie des tranches de la centrale de Pickering-B de manière progressive jusqu'à la fin de 2020. Le plan incorpore les améliorations nécessaires pour régler des questions soulevées par l'EE et l'EIS effectués pour la centrale de Pickering-B au cours de la période de référence précédente. Le plan de maintien en exploitation est mis à jour chaque année. Les composants des tranches de la centrale Pickering-B qui limitent sa durée de vie sont les tubes de force qui atteindront la fin de leur durée de vie nominale en 2015, approximativement. Des progrès considérables ont été enregistrés au chapitre de l'application de ces mesures. La mesure la plus notable complétée en 2012 est l'analyse en appui à la prolongation de la vie effective des canaux de combustible de la centrale de Pickering-B. Ceci constitue une étape importante du processus visant à fournir le fondement technique justifiant la poursuite de l'exploitation jusqu'en 2020. Pour de plus amples renseignements, voir l'alinéa 14(i)c).

En 2011, OPG a élaboré un plan d'exploitation durable des centrales de Pickering-A et Pickering-B qui comprend des plans stratégiques tenant compte des obstacles particuliers liés à l'approche de la fin de la période d'exploitation commerciale. Le plan d'exploitation durable, qui est également mis à jour chaque année, décrit les dispositions et les activités requises pour démontrer que l'exploitation sûre et fiable des centrales de Pickering sera maintenue et soutenue, dans chacun des 14 domaines de sûreté et de réglementation de la CCSN, au cours de la période d'exploitation, jusqu'à ce que chacune des tranches soit mise en état d'arrêt de façon définitive.

L'exploitation des tranches 1 et 4 de la centrale de Pickering-A et des tranches 5 à 8 de la centrale de Pickering-B se poursuivra jusqu'à ce qu'on mette fin de façon définitive à l'exploitation de toute la centrale.

Le plan actuel prévoit que toutes les tranches à Pickering seront mises en état d'arrêt d'ici la fin de 2020.

Réfection de Darlington

Le début de l'exploitation des quatre réacteurs de Darlington s'est échelonné de la fin des années 1980 au début des années 1990. Au cours de la présente période de référence, OPG a complété un EIS et une EE en vue de la réfection de la centrale de Darlington et du maintien en exploitation de celle-ci. En mars 2013, la composante de la CCSN constituant un tribunal (ci-après « la Commission ») a rendu une décision favorable à l'égard de l'EE, concluant qu'il est peu probable que le projet entraîne des effets environnementaux négatifs importants, tout en tenant compte des mesures d'atténuation indiquées dans l'EE. À la fin de la période de référence, OPG poursuivait son évaluation globale et l'élaboration de son plan intégré d'amélioration afin de préciser l'étendue de la réfection. La réfection de la première tranche est prévue dès 2016. La réfection des tranches pourraient se faire une à la fois et il est prévu qu'elles seront toutes de retour en service en 2025, approximativement.

Réfection de Point Lepreau

L'exploitation de la centrale de Point Lepreau a débuté en 1982. L'arrêt pour des travaux de réfection a commencé en mars 2008. Au cours de la période de référence précédente, divers

travaux pour effectuer le remplacement des tubes de force de la tranche ainsi que des mises à niveau en matière de sûreté ont été entrepris – ceux-ci sont décrits en détail dans le cinquième rapport canadien. Les autres travaux de réfection ont été complétés au cours de la période de référence. À la suite d'activités multiples de mise en service, la tranche a été remise en service et l'annonce officielle de la reprise de l'exploitation commerciale a été faite en novembre 2012.

D.3 Projets de nouvelle centrale nucléaire

Tel que mentionné dans le quatrième rapport canadien, OPG a soumis une demande de permis de préparation d'un emplacement pour la construction future de centrales nucléaires, celui-ci se trouvant à l'intérieur du périmètre actuel du site de Darlington. Le projet vise à construire jusqu'à quatre nouveaux réacteurs, d'une capacité maximale de 4 800 mégawatts (MWé) immédiatement à l'est de la centrale nucléaire actuelle de Darlington, dans la municipalité de Clarington, en Ontario. Tel que mentionné dans le cinquième rapport canadien, OPG a soumis en 2009 son EE, ainsi que les informations qui alors, devaient toujours être fournies à l'appui de la demande de permis de préparation de l'emplacement.

À la suite d'un processus d'examen public et d'une audience publique, la Commission d'examen conjoint établie afin de réaliser l'EE a soumis son rapport d'EE au gouvernement du Canada en août 2011. La Commission a conclu qu'il est peu probable que le projet entraîne des effets environnementaux négatifs importants, en autant que les mesures d'atténuation proposées soient mises en œuvre, que les engagements pris par OPG au cours de l'examen soient respectés et que ses recommandations soient suivies. Suite à l'approbation de l'EE par le gouvernement du Canada en août 2012, la Commission d'examen conjoint (en tant que formation de la Commission) a délivré à OPG un permis de préparation de l'emplacement. L'article 17 et l'appendice 17 fournissent d'autres renseignements sur cette demande.

Les activités de préparation du site qu'OPG doit entreprendre débuteront une fois que la province de l'Ontario aura choisi d'autres fournisseurs.

Chapitre II – Résumé

État de la conformité aux articles de la Convention

L'article 5 de la Convention exige de chaque pays signataire qu'il produise un rapport sur les mesures prises pour s'acquitter de chacune de ses obligations. Ce rapport fait état des mesures adoptées par le Canada aux termes des articles 6 à 19 de la Convention. Les autres obligations liées à la Convention sont mises en œuvre au moyen d'activités administratives et en participant aux forums pertinents.

Au cours de cette période, les mesures mises en place pour que le Canada puisse remplir ses obligations ont été maintenues et, dans plusieurs cas, améliorées. Elles sont mises en œuvre par un organisme de réglementation et des titulaires de permis de centrale nucléaire dont les efforts sont axés sur la préservation de la santé et de la sécurité des personnes et sur la protection de l'environnement.

Conclusions générales

Au Canada, les activités de nature nucléaire menées aux centrales nucléaires sont régies par des textes de loi modernes et robustes, dotés de pouvoirs bien définis et appropriés, de façon à s'assurer que les centrales nucléaires continuent d'être exploitées de manière sûre. Des règlements et d'autres outils de réglementation élaborés en consultation avec les parties intéressées complètent les textes de loi. L'organisme de réglementation de l'énergie nucléaire au Canada, la CCSN, est pleinement développé et bien établi. Un système de délivrance de permis est en vigueur afin de contrôler les activités liées aux centrales nucléaires de façon à maintenir à un niveau raisonnable les risques pour la santé et la sécurité des personnes, l'environnement et la sécurité nationale. La CCSN fait appel à un programme de conformité exhaustif pour s'assurer que les titulaires de permis se conforment au cadre de réglementation et pour surveiller le rendement de leurs centrales nucléaires en matière de sûreté. Les titulaires de permis de centrale nucléaire au Canada s'acquittent de leurs responsabilités en matière de sûreté et font de celle-ci leur priorité à tous les niveaux de leurs organisations. Plusieurs dispositions sont en place et contribuent à l'exploitation de manière sûre des centrales nucléaires au Canada. La CCSN et les titulaires de permis ont pris un engagement solide à l'égard de la sûreté nucléaire et s'efforcent d'améliorer continuellement leur rendement à ce chapitre.

Rendement global en matière de sûreté

Le secteur nucléaire au Canada est une branche d'activité parvenue à maturité qui possède un excellent bilan de sûreté. Toute question de sûreté qui surgit est prise en compte par les titulaires de permis de façon à maintenir le risque à leurs centrales à un niveau raisonnable. Les titulaires de permis de centrale nucléaire au Canada ont également collaboré à plusieurs projets visant à résoudre les questions de sûreté et à diffuser l'information. Par exemple, les titulaires de permis de centrale nucléaire ont collaboré avec EACL, par l'entremise du COG, afin de faire correspondre les évaluations de la gestion des accidents graves et la méthode de mise en œuvre de mesures en réponse à l'accident de Fukushima.

Aucun des événements d'exploitation importants pour la sûreté survenus aux centrales nucléaires canadiennes au cours de la période de référence ne présentait un risque important pour les personnes ou l'environnement. Par exemple, aucune défaillance grave d'un système fonctionnel

n'a eu lieu aux centrales nucléaires au cours de la période de référence. Les mesures prises par les titulaires de permis en réponse à ces événements ont permis de corriger toutes les lacunes et de prévenir qu'elles ne se répètent.

Au cours de la période de référence, tous les titulaires de permis de centrale nucléaire se sont acquittés de leurs responsabilités fondamentales en matière de sûreté et des obligations qui leur reviennent en vertu de la réglementation. Dans toutes ces centrales, les doses maximales des travailleurs ont été bien en deçà des limites de doses annuelles et les rejets radioactifs ont été limités à environ 1 % des limites opérationnelles dérivées. Les analyses de la sûreté effectuées par les titulaires de permis, telles que décrites dans les rapports d'analyse de la sûreté, ont démontré que les marges de sûreté étaient acceptables à toutes les centrales nucléaires canadiennes. L'application du principe de défense en profondeur est également demeurée à un niveau adéquat à toutes les centrales nucléaires en exploitation au cours de la période de référence.

Améliorations apportées au cadre de réglementation

Le cadre de réglementation et les processus de la CCSN sont caractérisés par un haut degré d'ouverture et de transparence. La CCSN a continué de promouvoir l'ouverture et la transparence au cours de la période de référence. Par exemple, elle a établi un programme d'appui financier afin de faciliter la participation d'intervenants éligibles pendant le processus de prise de décision. Elle a également continué d'utiliser de façon efficace des documents de travail afin de solliciter, tôt dans le processus, une rétroaction de la part du public concernant les changements réglementaires possibles.

Au cours de la période de référence, la CCSN a continué d'apporter des améliorations au cadre de réglementation – y compris à différents documents de réglementation se rapportant aux centrales nucléaires (autant aux centrales actuelles qu'aux projets de nouvelle centrale) – et de le faire correspondre davantage aux normes internationales (tout au moins). Ces changements ont été incorporés au cadre de réglementation suivant une approche en fonction du risque. On a profité des renouvellements de permis de centrale nucléaire (approximativement tous les cinq ans) pour ajouter de nouvelles normes et exigences, y compris des dispositions prévoyant leur mise en œuvre sur une période de temps prédéterminée. L'approche suivie au Canada pour établir des exigences réglementaires est habituellement non prescriptive; c'est-à-dire que la CCSN établit des exigences réglementaires générales et objectives fondées sur le rendement et les titulaires de permis de centrale nucléaire élaborent des mesures particulières afin d'y répondre. Des exigences particulières peuvent également être prescrites lorsque nécessaire. Les mesures qui sont critiques pour la sûreté doivent être approuvées par la CCSN avant que les activités nécessitant un permis ne puissent commencer.

Au cours de la période de référence, la CCSN a poursuivi son projet de restructuration des permis et de développement des manuels des conditions de permis (MCP). Les permis d'exploitation des centrales nucléaires actuelles ont maintenant tous été rationalisés, améliorant ainsi l'efficacité réglementaire et la cohérence. Un MCP est également en place à toutes les centrales nucléaires, celui-ci précisant les critères de vérification que le personnel de la CCSN utilisera pour juger de la conformité aux règlements et fournissant des orientations supplémentaires sur la façon de se conformer.

La CCSN a continué d'apporter des améliorations au programme de conformité s'appliquant centrales nucléaires en exploitation, y compris l'élaboration de guides d'inspection. Elle s'est aussi penchée sur l'élaboration des éléments du programme de conformité requis pour faire la surveillance au cours des différentes étapes du processus de délivrance de permis dans le cas de nouvelle centrale nucléaire, pour optimiser ses niveaux de dotation et pour déterminer, en ce qui concerne les inspecteurs devant mettre en œuvre le programme de conformité, les exigences organisationnelles, les effectifs et les compétences nécessaires. La CCSN a aussi continué de participer aux activités du Bureau de gestion des grands projets et au Programme multinational d'évaluation de la conception (MDEP) et elle a poursuivi ses examens préalables des conceptions proposées par des fournisseurs.

La CCSN a mis en place un programme exhaustif visant à assurer la conformité au cadre de réglementation et à surveiller le rendement en matière de sûreté aux centrales nucléaires. Elle dispose d'un ensemble exhaustif de mesures d'application graduelles de la réglementation afin de traiter des cas de non-conformité. Une nouvelle mesure adoptée au cours de la période de référence – des sanctions administratives pécuniaires (SAP) – accroîtra l'efficacité et la flexibilité de la CCSN en matière d'application.

Évaluations et examens par des pairs

La mission de suivi du SEIR au Canada s'est terminée en décembre 2011. L'évaluation effectuée dans le cadre de cette mission comprenait les trois domaines particuliers suivants :

- les mesures prises pour donner suite aux résultats de la mission initiale du SEIR au Canada en 2009
- les répercussions de l'accident de Fukushima sur la réglementation
- la réglementation du transport des matières radioactives

Le rapport découlant de cette mission de suivi soulignait les points forts suivants :

- les recommandations et les suggestions ressortant de la mission initiale du SEIR en 2009 ont été systématiquement prises en compte grâce à la participation active de la haute direction
- la réponse de l'organisme de réglementation à l'accident de Fukushima a été prompte, robuste et exhaustive
- le cadre de réglementation en matière de transport des matières radioactives est bien établi et adapté à la diversité et au volume des activités de transport au Canada

En ce qui a trait à la partie de la mission portant sur l'aspect suivi, l'équipe d'examen par les pairs a conclu que 13 des 14 recommandations et 17 des 18 suggestions ressortant de la mission initiale du SEIR avaient été prises en compte de manière efficace et qu'on pouvait donc considérer que les dossiers correspondants étaient clos. En ce qui concerne la seule recommandation de 2009 du SEIR qui est toujours en suspens, celle-ci ayant trait à la mise en œuvre de bilans périodiques de sûreté (BPS), elle est présentement prise en compte de manière systématique par la CCSN (ce point est traité ci-après). La seule suggestion du SEIR toujours en suspens ne se rapporte pas directement aux centrales nucléaires. La partie de la mission de 2011 portant sur l'accident de Fukushima a fait ressortir une bonne pratique ainsi que deux recommandations et une suggestion nécessitant un suivi. La bonne pratique a trait à l'examen exhaustif de la CCSN des leçons tirées de l'accident de Fukushima et son plan d'action qui prend systématiquement en compte de toutes les recommandations formulées après l'examen effectué

par la CCSN. Les recommandations et les suggestions ont toutes trait à la préparation aux urgences et elles sont présentement prises en compte de manière systématique.

Les cotes attribuées par la CCSN au rendement en matière de sûreté aux centrales nucléaires, pour chacun des domaines de sûreté qu'elle évalue, ont confirmé qu'à quelques rares exceptions près en 2010, ce rendement répondait aux exigences et attentes de la CCSN, ou allait au-delà de celles-ci à toutes ces centrales au cours de la période de référence. Dans les cas peu nombreux où le rendement ne répondait pas aux attentes, les titulaires de permis ont mis en œuvre des plans d'action corrective. Les cotes intégrées de rendement attribuées en 2010, 2011 et 2012 étaient soit « pleinement satisfaisant » ou « satisfaisant » dans le cas de toutes les centrales nucléaires.

D'autres examens, constatations et mesures prises sont décrits ci-après, dans le contexte de la réponse à l'accident de Fukushima.

Prolongation de la durée de vie, maintien en exploitation et améliorations de la sûreté connexes

Des projets visant la prolongation de la durée de vie de centrales nucléaires, mis en œuvre afin que l'exploitation sûre de ces centrales dure plus longtemps que prévu, bien au-delà de leur durée de vie initialement prévue lors de la conception, se sont poursuivis au cours de la période de référence et ont été complétés dans le cas des centrales de Bruce-A et de Point Lepreau. Les évaluations de l'état de l'équipement, les examens intégrés de sûreté (EIS) et les plans intégrés de mise en œuvre faisaient partie d'une approche systématique servant non seulement à maintenir le niveau de la sûreté des centrales nucléaires remises à neuf mais à l'accroître par rapport à ce qu'il était avant la réfection. Les examens ont été effectués par rapport à des normes et pratiques modernes et toutes les améliorations réalisables ont été prises en compte et mises en œuvre. En plus de remplacer des composants importants comme les canaux de combustible, les tuyaux d'alimentation et les générateurs de vapeur, ces projets de prolongation de la durée de vie comportaient d'autres améliorations de la sûreté telles les suivantes :

- l'ajout de paramètres ou de seuils de déclenchement du réacteur
- l'installation de recombineurs d'hydrogène autocatalytiques passifs (RAP)
- l'installation d'une troisième génératrice de secours au diesel pour l'alimentation électrique de catégorie III à la centrale de Point Lepreau
- l'aménagement d'une salle de commande auxiliaire à la centrale de Bruce-A

Un projet de gestion de la durée de vie des canaux de combustible a été mis en œuvre par OPG et Bruce Power, conjointement avec EACL, afin de déterminer et de contrôler les mécanismes de dégradation de ces canaux, ceux-ci constituant habituellement les composants limitant la durée de l'exploitation sûre des réacteurs CANDU. Les résultats de ce projet, qui tient compte de l'expérience d'exploitation acquise par l'entremise d'inspections et d'activités de recherche poussées, ont servi à mieux justifier le maintien en exploitation des centrales nucléaires actuelles qui approchent la fin de la période, établie par analyse, pendant laquelle elles peuvent être exploitées de manière sûre.

Mesures proposées au Canada lors de la cinquième réunion d'examen

Trois mesures particulières ont été proposées au Canada lors de la cinquième réunion d'examen. Les sections qui suivent décrivent les faits saillants des activités entreprises au cours de la période de référence en réponse à ces propositions.

Mesure C-1 : Poursuivre la mise en œuvre des BPS

Au cours de la période de référence, le Canada a poursuivi son évaluation des répercussions d'intégrer formellement les BPS au processus réglementaire canadien de délivrance de permis dans le cas des centrales nucléaires, tenant en compte les leçons tirées de l'application des EIS dans le cadre des projets de réfection de centrale nucléaire. On a conclu que l'adoption de la méthode des BPS, en plus du renouvellement périodique des permis, apporterait certains bénéfices au chapitre des activités de surveillance des centrales nucléaires effectuées par l'organisme de réglementation. Le Groupe de travail de la CCSN sur Fukushima a également jugé que les BPS devraient être intégrés au processus de délivrance de permis de centrale nucléaire, p. ex. sur un cycle de dix ans, leurs résultats devenant partie intégrante du fondement d'autorisation de la centrale nucléaire. La CCSN prévoit de mettre à jour son document RD-360, *Prolongement de la durée de vie des centrales nucléaires* qui couvre les exigences en matière d'EIS. Cette révision incorporera l'obligation d'appliquer périodiquement et de façon exhaustive le processus d'EIS, au moment du renouvellement d'un permis. Reconnaisant la valeur des BPS, OPG et Bruce Power se sont engagées à effectuer un tel bilan en appui à leurs activités d'exploitation à long terme des centrales de Darlington, de Bruce-A et de Bruce-B. Il est prévu que ces premiers BPS complets seront soumis à la CCSN en 2014 et 2019 respectivement.

Mesure C-2 : Résoudre le problème du manque potentiel de ressources humaines lié aux projets de réfection et de nouvelle centrale nucléaire

Les entreprises du secteur des centrales nucléaires ont en place des programmes exhaustifs et efficaces de formation, de dotation, d'examen, d'évaluation de la capacité de la main-d'œuvre, d'embauche, de maintien du savoir ainsi que de recherche et développement. Les besoins en ressources humaines ont toutefois diminué au cours de la période de référence (p. ex. suite aux décisions de fermer la centrale de Gentilly-2 et de ne pas effectuer la réfection de la centrale de Pickering-B, ainsi que le temps plus long pris par la province de l'Ontario pour décider de passer à la phase construction de nouvelles centrales nucléaires). Par conséquent, le problème du manque potentiel de ressources humaines soulevé lors de la cinquième réunion d'examen est en voie d'être réglé.

Mesure C-3 : Compléter la mise en œuvre de lignes directrices pour la gestion des accidents graves

Des lignes directrices pour la gestion des accidents graves (LDGAG) ont été mises en œuvre à toutes les centrales nucléaires en exploitation. Dans le cas de la centrale de Gentilly-2, Hydro-Québec élabore présentement un programme particulier pour la piscine de stockage du combustible usé pendant que les travaux en préparation au déclassement de la centrale se poursuivent. Au cours de la période de référence, les titulaires de permis de centrale nucléaire ont amélioré les programmes de formation afin de clarifier les rôles et vérifier l'efficacité des

LDGAG et ils ont effectué des manœuvres à des fins de validation. Le processus d'incorporation des LDGAG aux plans d'urgence actuels est en cours.

L'examen des leçons tirées de l'accident de Fukushima a conclu que les LDGAG étaient généralement adéquates, mais trois mesures spécifiques de suivi ont été recommandées :

1. élaborer ou finaliser pleinement les LDGAG et les mettre en œuvre à chacune des centrales nucléaires
2. élargir la portée des LDGAG pour couvrir les événements touchant plus d'une tranche et ceux liés aux piscines de combustible usé (voir le rapport du Canada pour la deuxième réunion extraordinaire)
3. valider et/ou peaufiner les LDGAG afin de démontrer qu'elles tiennent compte de manière adéquate des leçons tirées de l'accident de Fukushima

Certains titulaires de permis ont complété la mise en œuvre et la validation des LDGAG. Des plans visant à apporter d'autres améliorations aux LDGAG sont en voie d'élaboration.

Réponse à l'accident de Fukushima

La CCSN a suivi une approche systématique en réponse à l'accident de Fukushima. Elle a demandé formellement aux titulaires de permis de centrale nucléaire des renseignements et des évaluations permettant de confirmer le bien-fondé du dossier de sûreté de chacune des centrales nucléaires à la lumière des leçons tirées de cet accident. La CCSN a mis sur pied un groupe de travail et établi des critères afin d'évaluer les leçons tirées, les renseignements soumis par les titulaires de permis de même que son propre cadre de réglementation. Elle a élaboré son *Plan d'action intégré de la CCSN sur les leçons tirées de l'accident nucléaire de Fukushima Daiichi* (en bref, le *Plan d'action de la CCSN*) qui précise les mesures à court, à moyen et à long terme assignées aux titulaires de permis de même qu'à la CCSN elle-même, celles-ci couvrant tous les domaines clés – allant de la défense en profondeur à la préparation aux urgences, au cadre et aux processus de réglementation ainsi qu'à la coopération internationale. La CCSN a également mandaté un Comité consultatif externe (CCE) constitué d'experts indépendants pour évaluer ses processus et les mesures qu'elle a prises pour tenir compte des leçons tirées de l'accident survenu à Fukushima.

Les titulaires de permis ont répondu à la demande de la CCSN en temps opportun et ont complété, ou sont en voie d'effectuer de nombreuses évaluations et analyses et d'apporter des améliorations à la conception. Toutes les mesures à court terme du *Plan d'action de la CCSN* ont été complétées et les dossiers correspondant ont été fermés.

Tous les titulaires de permis ont examiné la conception et l'exploitation de leurs installations ainsi que le programme d'intervention en cas d'urgence dans le cas des accidents graves et ils ont effectué des mises à niveau. À titre d'exemple, la liste suivante énumère quelques-uns de ces examens et mises à niveau :

- des évaluations ont été effectuées afin de démontrer que la conception actuelle était fiable
- de l'équipement neuf a été installé ou acquis et les conceptions ont été mises à niveau pour améliorer la défense en profondeur (p. ex. des recombineurs d'hydrogène autocatalytiques passifs, des sources d'alimentation électrique pour les instruments et les dispositifs de contrôle-commande, de l'équipement supplémentaire de protection contre les inondations aux centrales de Darlington et de Pickering)

- les plans d'urgence ont été examinés et mis à niveau à toutes les installations (sauf à la centrale de Gentilly-2), y compris l'acquisition d'équipement d'atténuation en cas d'urgence et de sources d'alimentation électrique d'urgence, l'élaboration de LDGAG et l'officialisation d'ententes formelles entre les exploitants et les organismes externes d'intervention en cas d'urgence
- ENNB a planifié et mis en place une surveillance en temps réel du rayonnement près du périmètre du site et elle a examiné sa capacité de faire une estimation des termes sources

Les mesures ayant besoin d'être prises sont en voie de l'être et le seront au cours de la prochaine période de référence. La CCSN a également pris des mesures pour compléter diverses tâches du *Plan d'action de la CCSN* et elle a répondu aux recommandations du CCE, y compris l'amorce de modifications au *Règlement sur la radioprotection* et au *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I* afin d'améliorer les exigences relatives aux doses reçues par le personnel d'urgence et la préparation aux urgences hors site. Se fondant sur les leçons tirées, la CCSN a œuvré à améliorer et à mettre à jour les exigences et les éléments d'orientation dans plusieurs de ses documents d'application de la réglementation. Elle a de plus entamé le dialogue avec d'autres organismes nationaux afin d'aider à la coordination d'activités d'amélioration de différentes dispositions, telles celles ayant trait à la préparation aux urgences.

Autres améliorations en matière de sûreté au cours de la période de référence

En plus de donner suite aux trois mesures qui lui ont été proposées lors de la cinquième réunion d'examen et d'entreprendre plusieurs améliorations en matière de sûreté en réponse à l'accident de Fukushima, le Canada a apporté beaucoup d'autres améliorations à la sûreté des centrales nucléaires au cours de la période de référence. Les points suivants donnent des exemples de certaines améliorations d'importance apportées à la sûreté des centrales nucléaires :

- l'achèvement des activités de prolongation de la durée de vie de la centrale de Point Lepreau et des tranches 1 et 2 de la centrale de Bruce-A, y compris le remplacement de composants sous pression clés, dont les canaux de combustible, les tuyaux d'alimentation, les générateurs et condenseurs de vapeur, ainsi que d'autres améliorations comme la construction d'une salle de commande auxiliaire
- des améliorations des programmes de protection contre la contamination alpha à toutes les centrales nucléaires
- des mises à niveau du système de protection-incendie à différentes centrales nucléaires
- un accord est intervenu selon lequel deux des questions de sûreté CANDU pouvaient être abaissées de la catégorie 3 à la catégorie 2 (c.-à-d., on a conclu que des mesures sont en place pour faire la gestion de ces deux questions et maintenir les marges de sûreté actuelles)

Activités prévues pour améliorer la sûreté

La CCSN et les titulaires de permis prévoient poursuivre les initiatives et les améliorations en matière de sûreté décrites précédemment et entreprendre d'autres activités visant à améliorer la sûreté et à apporter des modifications pour prendre en compte les conditions prévues lors d'accidents hors dimensionnement. Il est prévu que tous les points du *Plan d'action de la CCSN* seront complétés d'ici 2015. Les points suivants sont des exemples d'autres améliorations prévues au cours de la prochaine période de référence :

- activités de préparation en vue de la prolongation de la durée de vie de la centrale de Darlington
- apport de solutions aux questions de sûreté CANDU, y compris des analyses et des essais à l'appui
- améliorations en continu des analyses déterministes de sûreté
- achèvement des études probabilistes de la sûreté (EPS) de portée globale à toutes les centrales nucléaires en exploitation
- application d'un programme amélioré de gestion du cycle de vie des canaux de combustible
- activités de préparation à la mise en œuvre des BPS
- la tenue, à une centrale nucléaire, d'un exercice d'urgence national de portée globale, dont la participation de tous les niveaux de gouvernement ainsi que d'autres établissements

Chapitre III – Respect de la convention

Partie A Généralités

La partie A du chapitre III comprend seulement l'article 6 – Centrales nucléaires actuelles.

Article 6 – Centrales nucléaires actuelles

Chaque Partie contractante prend les mesures appropriées pour que la sûreté des installations nucléaires qui existent au moment où la présente Convention entre en vigueur à son égard soit examinée dès que possible. Lorsque cela est nécessaire dans le cadre de la présente Convention, la Partie contractante fait en sorte que toutes les améliorations qui peuvent raisonnablement être apportées le soient de façon urgente, en vue de renforcer la sûreté de l'installation nucléaire. Si un tel renforcement n'est pas réalisable, il convient de programmer l'arrêt de l'installation nucléaire dès que cela est possible en pratique. Pour fixer l'échéancier de mise en état d'arrêt, il pourra être approprié de prendre en compte l'ensemble du contexte énergétique, les solutions de rechange possibles, ainsi que les conséquences sociales, environnementales et économiques.

6a) Liste des centrales nucléaires actuelles

Le Canada compte 22 réacteurs nucléaires de puissance, tous de type CANDU. Ils sont situés à sept sites différents et la CCSN a délivré un permis d'exploitation pour chacun d'eux. L'appendice B fournit des renseignements généraux sur toutes les tranches des centrales nucléaires canadiennes.

6b) Justification du maintien en exploitation des centrales nucléaires canadiennes**Cadre général en matière de sûreté et description globale des évaluations de la sûreté**

Au Canada, les activités liées aux centrales nucléaires sont régies par des textes de loi robustes et modernes, dotés de pouvoirs bien définis et appropriés, de façon à s'assurer que les centrales nucléaires continuent d'être exploitées de manière sûre. La *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires* (LSRN) constitue le principal texte de loi. Un système de règlements et d'autres éléments du cadre de réglementation complètent les textes de loi. La CCSN continue de mettre à jour son cadre de réglementation et de le faire correspondre aux normes internationales (tout au moins). La transparence du processus de réglementation au Canada, abordée à l'article 7, contribue à s'assurer que les décisions réglementaires sont axées sur la préservation de la santé et la sécurité des personnes et sur la protection de l'environnement. La participation du public à l'élaboration du cadre de réglementation et au processus d'autorisation contribue à préserver cette orientation et à maintenir les parties intéressées informées et engagées. Le programme de conformité réglementaire comporte des évaluations exhaustives du rendement en matière de sûreté des centrales nucléaires en exploitation, mesuré en regard du cadre de réglementation, et permet de s'assurer que toutes les dispositions raisonnables sont prises pour maintenir le risque associé aux centrales nucléaires à un niveau raisonnable.

La CCSN, l'organisme de réglementation au Canada, est pleinement développée et bien établie, tel que décrit à l'article 8. Les articles 9 et 10 expliquent comment les titulaires de permis de centrale nucléaire s'acquittent de leurs responsabilités en matière de sûreté et font de la sûreté leur priorité à tous les niveaux de leurs organisations.

Les autres articles de ce rapport décrivent les multiples dispositions prises au Canada et qui contribuent à l'exploitation sûre des centrales nucléaires. La CCSN et les titulaires de permis ont pris un engagement solide à l'égard de la sûreté nucléaire et s'efforcent d'améliorer continuellement leur rendement à ce chapitre. La volonté de se prêter à des évaluations par des tiers, comme celles organisées par le Service d'examen intégré de la réglementation (SEIR) de l'AIEA et par l'Association mondiale des exploitants de centrales nucléaires (WANO), en témoigne. Le recours à des experts de tierces parties et la participation à des forums et autres activités sur la scène internationale, comme l'élaboration de normes de l'AIEA, renforcent ces dispositions.

La sûreté des centrales nucléaires actuelles au Canada est évaluée en profondeur dans le cadre de la délivrance du permis initial d'exploitation. Les titulaires de permis et la CCSN ont tous deux depuis continué d'effectuer des évaluations de vaste portée et reflétant les exigences modernes (p. ex. les mises à jour des rapports d'analyse de la sûreté, les études probabilistes de sûreté et les évaluations effectuées lors du renouvellement des permis). Au cours de la période de référence, les analyses de la sûreté effectuées par les titulaires de permis, telles que décrites dans les rapports d'analyse de la sûreté, ont démontré que les marges de sûreté étaient acceptables à toutes les centrales nucléaires canadiennes. Des évaluations de sûreté sont également effectuées après que des incidents d'importance soient survenus et lorsque l'expérience d'exploitation (OPEX) nationale et internationale le justifie. Les titulaires de permis et la CCSN ont également effectué plusieurs vérifications détaillées en soutien aux opérations courantes. Les titulaires de permis de centrale nucléaire établissent une limite de durée de vie pour chacun des composants critiques (comme les canaux de combustible des réacteurs CANDU) et mettent en œuvre des plans de gestion du vieillissement afin d'assurer d'une exploitation sûre de façon continue. Chaque année, les titulaires de permis effectuent des milliers d'essais des systèmes de sûreté et des systèmes liés à la sûreté pour confirmer que leur aptitude fonctionnelle et leur fiabilité sont adéquates pour répondre aux exigences en matière de sûreté. Pour plus de renseignements sur les programmes de vérification de sûreté sur une base continue, voir les alinéas 14(ii) et 19(iii).

La CCSN a profité des renouvellements de permis d'exploitation pour y incorporer de nouvelles exigences (voir la rubrique « Renouvellement des permis » à l'alinéa 7.2(ii)d). Les titulaires de permis apportent des améliorations de façon continue afin de maintenir les marges de sûreté et d'accroître la sûreté de manière progressive (certains exemples sont donnés à l'alinéa 18i)).

Dans le cadre de la planification de projets possibles de réfection, les titulaires de permis ont effectué des examens intégrés de sûreté (EIS) dont la portée est similaire aux bilans périodiques de sûreté (BPS). Ces travaux comprenaient des évaluations systématiques et exhaustives de l'état de la centrale et la détermination d'améliorations devant être apportées à la sûreté, celles-ci étant incorporées à des plans intégrés de mise en œuvre – constituant tous des moyens robustes de prolonger la durée de vie des centrales nucléaires de manière sûre. Ces activités ont contribué à améliorer le niveau de la sûreté des centrales nucléaires remises à neuf par rapport à ce qu'il était avant la réfection. Les EIS sont décrits à l'alinéa 14(i)g).

Les titulaires de permis ont réévalué les dossiers de sûreté de leurs centrales nucléaires lors des mises à jour régulières des rapports d'analyse de la sûreté et également dans le cadre d'activités pour donner suite aux évaluations environnementales (EE) ou des examens des leçons tirées des circonstances entourant des événements spéciaux comme l'accident de Fukushima.

Réponse à l'accident de Fukushima

Le Canada a effectué un examen approfondi des leçons tirées de l'accident de Fukushima et les a appliquées de manière proactive afin d'améliorer la sûreté des centrales nucléaires. Pour une description générale des réponses de la CCSN et des titulaires de permis à l'accident de Fukushima, voir l'article 8 et l'alinéa 9b). Aucune des questions soulevées ne remettait en cause les dossiers de sûreté des centrales nucléaires actuelles; cependant, on a cerné différentes possibilités de renforcer les centrales nucléaires pour faire face à des événements externes graves et des accidents hors-dimensionnement. Les titulaires de permis ont pris compte de manière systématique des questions soulevées et ont apporté, ou se sont engagés à apporter des améliorations à la sûreté rapidement. Tout au cours du processus, la CCSN a fourni des éléments d'orientation aux titulaires de permis et revu leurs évaluations et leurs propositions tout en évaluant son propre cadre de réglementation. En outre, la CCSN étudie différents scénarios pour renforcer le cadre de réglementation.

Bilan en matière de sûreté opérationnelle

Le secteur nucléaire au Canada est une branche d'activité parvenue à maturité qui possède un excellent bilan en matière de sûreté. Aucun des événements survenus aux centrales nucléaires canadiennes au cours de la période de référence ne présentait un risque important pour la santé et la sécurité des personnes ou pour l'environnement. Aucune défaillance grave de système fonctionnel n'est survenue aux centrales nucléaires au cours de cette période. Les mesures prises par les titulaires de permis en réponse à ces événements ont permis de corriger toutes les lacunes et de prévenir qu'elles ne se répètent.

Au cours de la période de référence, la CCSN n'a pas eu à recourir officiellement à des mesures d'application comme les ordres, les mesures restrictives à l'égard du permis ou les poursuites, telles que décrites à l'alinéa 7.2(iv) pour régler les problèmes liés à la sûreté qui sont survenus aux centrales nucléaires canadiennes.

Conclusion

Se fondant sur les multiples dispositions décrites précédemment et son solide bilan en matière de sûreté, le Canada est confiant que les centrales nucléaires présentement autorisées au Canada continueront d'être exploitées de manière sûre.

Chapitre III – Respect de la Convention (suite)

Partie B Législation et réglementation

La partie B du chapitre III comprend les trois articles suivants :

Article 7 – Cadre législatif et réglementaire

Article 8 – Organisme de réglementation

Article 9 – Responsabilités des titulaires de permis

Article 7 – Cadre législatif et réglementaire

1. Chaque Partie contractante établit et maintient en vigueur un cadre législatif et réglementaire pour régir la sûreté des installations nucléaires.
2. Le cadre législatif et réglementaire prévoit :
 - (i) l'établissement de prescriptions et de règlements de sûreté nationaux pertinents
 - (ii) un système de délivrance de permis pour les installations nucléaires et l'interdiction d'exploiter une installation nucléaire sans autorisation
 - (iii) un système d'inspection et d'évaluation réglementaire des installations nucléaires pour vérifier le respect des règlements applicables et des conditions des autorisations
 - (iv) des mesures destinées à faire respecter les règlements applicables et les conditions des autorisations, y compris la suspension, la modification ou le retrait de celles-ci

L'alinéa C.2 du chapitre I donne une description générale de la politique du Canada en matière nucléaire.

7.1 Élaboration et maintien d'un cadre législatif et réglementaire

La CCSN exerce ses activités à l'intérieur d'un cadre législatif et réglementaire moderne et robuste. Ce cadre comprend des lois promulguées par le Parlement du Canada, qui régissent la réglementation du secteur nucléaire au Canada, de même que des instruments réglementaires tels que les règlements, les permis, les ordres, les ordonnances et les documents dont la CCSN se sert pour réglementer ce secteur.

La *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires* (LSRN) constitue la législation habilitante du cadre de réglementation. Les instruments de réglementation se divisent en deux grandes catégories : ceux qui définissent les exigences et ceux qui donnent des éléments d'orientation. Les exigences sont les éléments obligatoires qui ont force exécutoire et elles comprennent les règlements pris en vertu de la LSRN, les permis et les ordres. Les documents d'application de la réglementation de la CCSN ainsi que d'autres normes ont également force exécutoire s'ils sont cités dans les permis : ils font ainsi partie du fondement d'autorisation, tel que défini à l'alinéa 7.2(ii)a). La LSRN, les règlements, les documents d'application de la réglementation, les permis, les ordres et les ordonnances sont décrits de façon plus détaillée dans les alinéas qui suivent.

Le rapport découlant de la mission initiale du SEIR en 2009 mentionnait comme force particulière du Canada :

... le cadre législatif et réglementaire du Canada est exhaustif et inclut un éventail approprié d'instruments permettant une application efficace de la législation.

Le cadre législatif et réglementaire du Canada a été examiné par le Groupe de travail de la CCSN sur Fukushima. Ce Groupe de travail (décrit à l'article 8) a examiné tous ces éléments et déterminé que les leçons tirées de l'accident de Fukushima ne nécessitaient pas de revoir la

structure du cadre de réglementation. Il a conclu que le cadre de réglementation canadien est robuste et exhaustif et qu'il est appliqué de manière efficace, y compris les accidents graves. Le Groupe de travail a également examiné les processus réglementaires clés de la CCSN (p. ex. relatifs à la délivrance de permis, à la conformité ainsi qu'au maintien et à l'amélioration du cadre de réglementation). Pour plus de renseignements sur ses conclusions, voir les alinéas pertinents ci-après.

Conformément aux politiques fédérales sur la consultation publique et sur l'équité en matière de réglementation, le cadre législatif et réglementaire est ouvert et transparent. Le processus en place pour l'élaboration des règlements et des documents à l'appui, et pour la délivrance de permis prévoit la participation de parties intéressées et des communications à ces dernières en temps opportun (des renseignements supplémentaires sur les communications, l'ouverture et la transparence de la CCSN sont donnés à l'alinéa 8.1f)).

Au cours de la période de référence, la CCSN a continué de moderniser son cadre de réglementation et son ensemble de documents d'application de la réglementation, prenant avantage des occasions qui se présentent d'améliorer la clarté du cadre de réglementation et la façon de le cataloguer. Toutes les activités ont été effectuées en prêtant constamment une attention particulière aux aspects communication et engagement avec les parties intéressées, y compris l'utilisation de « documents de travail », qui jouent un rôle important dans le choix des documents d'application de la réglementation et le développement du cadre de réglementation et du programme de réglementation. Les documents de travail sont utilisés afin de solliciter, tôt dans le processus, une rétroaction de la part du public concernant les politiques et les approches de la CCSN. Cette dernière, par la suite, analyse et considère cette rétroaction afin de l'aider à déterminer le type et la nature des exigences et des éléments d'orientation à émettre. L'usage de documents de travail tôt dans le processus de réglementation démontre l'engagement de la CCSN à établir un processus de consultation transparent, offrant ainsi aux parties intéressées une occasion d'exprimer au tout début du processus leurs opinions sur les initiatives en matière de réglementation.

Au moment de publier un document de travail sur son site Web, la CCSN en informe les parties intéressées par l'entremise d'un bulletin d'information, de sa page Facebook et du site Web du gouvernement du Canada intitulé « Consultation auprès des Canadiens ». La CCSN sollicite des commentaires au cours d'une période donnée et elle publie ceux qu'elle reçoit sur son site Web, sollicitant d'autres commentaires sur ceux qui sont reçus en premier. La CCSN prend en compte tous les commentaires reçus au moment de déterminer son approche réglementaire. Finalement, la CCSN publie un sommaire de tous les commentaires reçus.

7.1a) La Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires

La première législation canadienne en matière de sûreté nucléaire est la *Loi sur le contrôle de l'énergie atomique* de 1946. En vertu de cette loi, le Parlement du Canada déclarait être à l'avantage du Canada et, par conséquent, assujettis à la réglementation fédérale, les ouvrages et entreprises destinés à la :

- production et aux applications et usages de l'énergie atomique
- recherche et aux études sur l'énergie atomique
- production, à l'affinage ou au traitement de substances réglementées (y compris le deutérium et les matières fissiles et radioactives)

La *Loi sur le contrôle de l'énergie atomique* a été le fondement législatif de la réglementation de l'énergie et des matières nucléaires au Canada pendant plus de 50 ans. Cependant, au fur et à mesure que les pratiques en matière de réglementation ont évolué de pair avec le secteur nucléaire au Canada et la technologie nucléaire et pour faire une place plus importante aux questions relatives à la santé, à la sûreté, à la sécurité nationale et à la protection de l'environnement, le besoin de mettre en place une loi plus moderne s'est fait sentir afin d'établir une réglementation nucléaire plus efficace et plus précise. Tenant compte de ce besoin, la LSRN a été adoptée par le Parlement du Canada en 1997. Elle est entrée en vigueur le 31 mai 2000 et elle lie l'État fédéral et les provinces, ainsi que le secteur privé.

Alors que la *Loi sur le contrôle de l'énergie atomique* portait à la fois sur la réglementation et le développement de l'utilisation de l'énergie et des matières nucléaires, aux termes de la LSRN, les deux fonctions sont dissociées. Un nouvel organisme de réglementation ayant son identité propre est également établi en vertu de cette loi et ainsi, la Commission de contrôle de l'énergie atomique a été remplacée par la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN).

La CCSN comprend deux parties : la composante de la CCSN constituant un tribunal (ci-après « la Commission ») et le personnel de l'organisme. La Commission est un tribunal quasi-judiciaire comprenant jusqu'à sept membres nommés par le gouvernement fédéral canadien pour un mandat d'une durée allant jusqu'à cinq ans (les mandats sont renouvelables). Les profils des compétences des commissaires exigent que chacun d'eux possède une expérience considérable en sciences, en ingénierie ou en affaires. Ils ne sont pas nécessairement des spécialistes nucléaires, mais ils possèdent une bonne réputation et des compétences pertinentes lors des délibérations de la Commission. L'indépendance de la Commission est abordée à l'alinéa 8.2a). Celle-ci établit des règlements portant sur des questions concernant la santé, la sûreté, la sécurité et l'environnement. Également, elle établit des règlements ayant force exécutoire et rend de façon indépendante des décisions en matière de permis. La Commission a les pouvoirs d'une cour d'archives. Elle est autorisée à entendre des témoins, à recevoir des éléments de preuve et à contrôler ses travaux, et elle a en outre toute la souplesse nécessaire pour tenir des audiences informelles.

L'article 9 de la LSRN énonce le mandat de la CCSN comme suit :

- de réglementer le développement, la production et l'utilisation de l'énergie nucléaire ainsi que la production, la possession et l'utilisation des substances nucléaires, de l'équipement réglementé et des renseignements réglementés afin que :
 - le niveau de risque inhérent à ces activités tant pour la santé et la sécurité des personnes que pour l'environnement, demeure acceptable
 - le niveau de risque inhérent à ces activités pour la sécurité nationale demeure acceptable
 - ces activités soient exercées en conformité avec les mesures de contrôle et les obligations internationales que le Canada a assumées
- d'informer objectivement la population – sur les plans scientifique ou technique, ou en ce qui concerne la réglementation du domaine de l'énergie nucléaire – sur ses activités et sur les conséquences, pour la santé et la sécurité des personnes et pour l'environnement, du développement, de la production et de l'utilisation des substances nucléaires, de l'équipement réglementé et des renseignements réglementés

La CCSN réglemente toutes installations nucléaires et activités nucléaires au Canada, dont :

- la préparation de l'emplacement, la conception, la construction, l'exploitation, le déclassement et l'abandon des :
 - centrales nucléaires
 - réacteurs non producteurs de puissance
 - établissements de recherche et d'essais nucléaires
 - mines d'uranium et usines de concentration d'uranium
 - raffineries d'uranium et les usines de conversion d'uranium
 - installations de fabrication de combustible nucléaire
 - installations de gestion des déchets radioactifs
 - accélérateurs de particules à haute puissance
 - usines d'eau lourde
- l'accréditation et l'utilisation de l'équipement et des substances nucléaires réglementés servant à :
 - la médecine nucléaire, tels que les installations de téléthérapie et curiethérapie utilisées pour le traitement du cancer, et le diagnostic médical
 - l'industrie, tels que la gammagraphie, les sources servant à la diagraphie en cours de forage de puits de pétrole ou de gaz, les jauges de densité; et la recherche
- l'accréditation de personnes devant posséder certaines qualifications pour exercer des fonctions assujetties à la LSRN

La LSRN permet la réglementation d'installations comme les centrales nucléaires en établissant un système de permis et d'accréditation ainsi qu'en attribuant à la CCSN le pouvoir de prendre des règlements qui régissent ces installations et de délivrer, modifier, suspendre et révoquer des permis stipulant des exigences spécifiques servant au contrôle des activités autorisées.

De plus, la LSRN attribue à la CCSN d'autres pouvoirs représentatifs d'un organisme de réglementation moderne. Entre autres, elle :

- confère des pouvoirs précis aux inspecteurs et adapte ces pouvoirs aux pratiques législatives courantes
- prévoit des sanctions plus fortes en cas de non-conformité et adapte ces sanctions aux pratiques courantes
- comporte des dispositions claires en matière d'appel des ordres d'inspecteurs et de fonctionnaires désignés par la Commission
- comporte des dispositions permettant à la Commission de revoir des décisions à la lumière de nouvelles informations
- autorise la Commission à ordonner des mesures correctives dans des situations dangereuses et à exiger des parties responsables qu'elles assument les coûts de ces mesures (dans les cas de décontamination, par exemple)
- confère le pouvoir d'inclure aux permis des conditions exigeant des garanties financières pour l'exploitation, le déclassement et la gestion des déchets radioactifs
- autorise le recouvrement des coûts des mesures de réglementation auprès des entités possédant un permis en vertu de la LSRN

La CCSN est aussi responsable de l'administration et de l'application des obligations internationales assumées par le Canada dans le cadre d'accords et de conventions bilatéraux et multilatéraux de coopération nucléaire, y compris dans les domaines des garanties nucléaires

ainsi que de l'importation et de l'exportation d'équipement, de substances et de renseignements nucléaires réglementés.

Une modification a été apportée à la LSRN en 2010 afin de permettre à la CCSN de créer un programme de soutien financier aux intervenants. Ce programme est décrit à l'alinéa 8.1f).

Dans le cadre de son examen global du cadre de réglementation, le Groupe de travail de la CCSN sur Fukushima a examiné la LSRN. Il a déterminé qu'elle a un bon fondement et que les leçons tirées de l'accident de Fukushima ne nécessitent pas qu'elle soit révisée.

En juin 2012, dans le cadre de l'initiative « Développement responsable des ressources » du gouvernement du Canada, le Parlement a modifié la LSRN pour autoriser la CCSN à utiliser un nouvel outil d'application de la réglementation en cas d'infraction, soit les sanctions administratives pécuniaires (SAP). Les SAP visent à renforcer la protection de l'environnement et à améliorer la conformité à la LSRN et à ses règlements connexes. La CCSN élabore présentement des règlements pour mettre en œuvre les SAP. Pour plus de renseignements, voir les alinéas 7.2(i)a) et 7.2(iv).

7.1b) Autres textes de loi, conventions et instruments ayant force exécutoire

La réglementation nucléaire est de compétence fédérale. Cependant, selon la Constitution canadienne, des lois provinciales peuvent, dans certains cas, s'appliquer également à des installations et activités nucléaires si elles concernent des domaines qui ne sont pas directement liés à la réglementation nucléaire et si elles ne contreviennent pas aux lois fédérales. Dans les cas où des lois fédérales et provinciales peuvent s'appliquer, la CCSN tente d'éliminer les répétitions en concluant des accords de coopération avec les ministères et organismes fédéraux et provinciaux ayant des responsabilités en matière de réglementation ou possédant de l'expertise dans ce domaine. La LSRN autorise de tels accords afin d'éliminer le chevauchement en matière de réglementation. À titre d'exemple, conformément à la partie II du *Code canadien du travail*, la CCSN partage la réglementation de la santé et de la sécurité conventionnelles aux centrales nucléaires du Québec et du Nouveau-Brunswick avec Ressources humaines et Développement social Canada. Comme autre exemple, les lois provinciales relatives à la protection de l'environnement s'appliquent aux installations nucléaires et la CCSN partage également la réglementation fédérale en matière de protection de l'environnement avec Environnement Canada, conformément à la *Loi canadienne sur la protection de l'environnement*.

Les autres textes de loi suivants promulgués par le Parlement s'appliquent également au secteur nucléaire au Canada :

- la *Loi sur l'énergie nucléaire*
- la *Loi sur la responsabilité nucléaire*
- la *Loi sur les déchets de combustible nucléaire*
- la *Loi canadienne sur l'évaluation environnementale (LCEE)*
- la *Loi sur la protection de l'environnement*
- le *Code canadien du travail*
- la *Loi sur les pêches*
- la *Loi sur les espèces en péril*
- la *Loi sur la Convention concernant les oiseaux migrateurs*
- la *Loi sur les ressources en eau du Canada*
- la *Loi sur la protection des eaux navigables*

- la *Loi sur le transport des marchandises dangereuses*
- la *Loi sur les mesures d'urgence*
- la *Loi sur la gestion des urgences*

Le Parlement du Canada a modifié la LCEE en 2012. Les aspects particuliers de la LCEE qui ont une incidence sur les projets nucléaires sont traités en détail aux alinéas 7.2(ii)a) et 17(ii)a).

7.2 Dispositions du cadre législatif et réglementaire

Le cadre de réglementation nucléaire au Canada repose sur des textes de loi modernes et robustes. La LSRN permet l'élaboration d'un ensemble d'instruments de réglementation à l'appui et complémentaires, y compris des règlements, des permis et des documents du cadre de réglementation.

7.2(i) Exigences et règlements nationaux en matière de sûreté

Au cours de la période de référence, la CCSN a élaboré et mis en œuvre un plan exhaustif à long terme afin de développer et d'améliorer davantage l'ensemble des instruments de réglementation de façon à répondre de façon continue aux besoins de la CCSN et à ceux de toutes ses parties intéressées.

Suggestion S14 résultant de la mission initiale du SEIR en 2009

« La CCSN devrait procéder systématiquement à l'examen périodique des règlements et des guides publiés. L'organisme devrait ensuite évaluer le besoin de réviser la totalité des règlements et des documents d'orientation, et, selon le résultat de l'évaluation, prendre les mesures de révision adoptées. »

Au cours de la période de référence, la CCSN a examiné ses règlements, documents d'information, documents d'application de la réglementation et documents d'orientation. Elle a mis à jour son plan du cadre de réglementation couvrant les années 2012 à 2018 afin de préciser les règlements et les documents d'application de la réglementation qu'elle prévoit élaborer ou modifier. Ce plan à long terme permet de planifier de manière plus efficace les ressources et d'établir plus précisément les calendriers des projets qu'englobe le cadre de réglementation. L'équipe d'examen par des pairs qui a participé à la mission de suivi du SEIR en 2011 a convenu que la CCSN a élaboré un plan pour effectuer un examen systématique des règlements et documents d'orientation déjà publiés. Pour cette raison, le dossier lié à la suggestion S14 a été fermé.

7.2(i)a) Règlements pris en vertu de la LSRN

En vertu de la LSRN, la CCSN a mis en œuvre des règlements et des règlements administratifs, avec l'approbation du gouverneur en conseil. Les règlements stipulent l'information devant être fournie au moment de soumettre une demande de permis et pour satisfaire aux différentes obligations et ils précisent les cas d'exemption de permis. Un règlement administratif est en place pour régir la gestion et la conduite des affaires de la CCSN.

Les règlements qui ont été pris en vertu de la LSRN sont les suivants :

- *Règlement général sur la sûreté et la réglementation nucléaires*
- *Règlement sur la radioprotection*
- *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I*
- *Règlement sur les installations nucléaires et l'équipement réglementé de catégorie II*

- *Règlement sur les substances nucléaires et les appareils à rayonnement*
- *Règlement sur l'emballage et le transport des substances nucléaires*
- *Règlement sur les mines et les usines de concentration d'uranium*
- *Règlement sur la sécurité nucléaire*
- *Règlement sur le contrôle de l'importation et de l'exportation aux fins de la non-prolifération nucléaire*
- *Règlement sur les droits pour le recouvrement des coûts de la CCSN*
- *Règles de procédure de la Commission canadienne de sûreté nucléaire*
- *Règlement administratif de la Commission canadienne de sûreté nucléaire*

Dans le cadre de réglementation établi par la CCSN, les centrales nucléaires sont définies comme des installations nucléaires de catégorie IA, et les exigences réglementaires qui s'y appliquent sont contenues dans le *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I*.

Les *Règles de procédure de la Commission canadienne de sûreté nucléaire*, quant à elles, n'ont pas pour objet d'imposer des exigences en matière de santé, de sûreté, de sécurité et de protection de l'environnement. Elles visent plutôt à définir les règles présidant aux audiences publiques tenues par la Commission et aux délibérations menées par les fonctionnaires désignés par la Commission.

De façon générale, ces règlements procurent aux titulaires de permis la souplesse dont ils ont besoin pour déterminer la meilleure façon de satisfaire aux exigences réglementaires. Mis à part quelques exceptions comme l'emballage destiné au transport et les critères d'exemption de permis pour certains appareils, les règlements ne précisent pas dans le détail les critères qui serviront à évaluer une demande de permis ou à juger de la conformité.

En janvier 2013, dans le cadre de l'initiative « Développement responsable des ressources » du gouvernement du Canada, la CCSN, avec l'approbation du gouverneur en conseil, a modifié le *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I* et le *Règlement sur les mines et les usines de concentration d'uranium*, établissant ainsi un délai de 24 mois pour le traitement par la CCSN des projets nécessitant un examen et une décision de sa part relativement à un permis de préparation de l'emplacement d'une installation de catégorie I et à un permis de préparation de l'emplacement et de construction d'une mine ou d'une usine de concentration d'uranium.

Afin de mettre en œuvre pleinement le système des SAP, la CCSN a proposé des règlements précisant les violations sujettes au programme des SAP en vertu de la LSRN, la méthode et les critères qui serviront à déterminer le montant des sanctions et la façon dont les avis de violations doivent être signifiés aux fins de la loi. L'entrée en vigueur des règlements est prévue au cours de la prochaine période de référence¹. Pour une description plus détaillée des SAP, voir l'alinéa 7.2(iv).

Processus de la CCSN relatif à l'élaboration de règlements

Lorsqu'elle élabore des règlements ou y apporte des modifications, la CCSN se conforme à la *Directive du Cabinet sur la rationalisation de la réglementation* du gouvernement du Canada qui est entrée en vigueur le 1^{er} avril 2012. Cette directive met à jour et remplace la *Directive du Cabinet sur la rationalisation de la réglementation* (2007) et la Politique de réglementation du

¹ En fait, ils sont entrés en vigueur en juillet 2013.

gouvernement du Canada (1999). La *Directive du Cabinet sur la rationalisation de la réglementation* vise à s'assurer que les impacts possibles sur la santé, la sécurité, la sûreté et l'environnement ainsi que le bien-être économique et social des Canadiens, les coûts et les épargnes pour le gouvernement, les entreprises ou les Canadiens et le niveau d'appui pour les projets de règlement sont pris en compte avant d'adopter les règlements.

Le processus d'élaboration de règlements comprend des consultations exhaustives auprès des parties intéressées, à l'interne et à l'externe. Lorsqu'elle élabore son plan de consultation, la CCSN tient compte de la multiplicité des parties intéressées, chacune d'elles ayant un niveau d'intérêt, un point de vue et des attentes différents en regard de la nature et du contenu du régime réglementaire proposé. Le rapport découlant de la mission initiale du SEIR en 2009 mentionnait que le processus d'élaboration de règlement de la CCSN est « très ouvert et transparent, et il comprend de nombreuses consultations préalables. Les parties intéressées sont consultées avant de commencer la rédaction des règlements » (bonne pratique G16). Ce processus d'élaboration de règlement est décrit plus en détail à l'annexe 7.2(i)a).

Réponse à l'accident de Fukushima – Règlements de la CCSN

En ce qui concerne la réponse de la CCSN à l'accident de Fukushima, les règlements de la CCSN ont été utilisés pour faciliter l'examen et ceux-ci ont également fait l'objet de l'examen. En premier lieu, le *Règlement général sur la sûreté et la réglementation nucléaires* a servi de fondement de la demande de la CCSN aux titulaires de permis de centrale nucléaire (et à des titulaires de permis d'autres installations nucléaires) d'examiner leurs dossiers de sûreté à la lumière des leçons tirées de l'accident de Fukushima. Conformément au paragraphe 12(2) de ce Règlement, les titulaires de permis doivent répondre aux demandes de la Commission, ou d'une personne autorisée par elle à agir en son nom, les « 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 l'équipement, de modifier des procédures ou d'installer un nouveau système ou équipement ».

Deuxièmement, le Groupe de travail de la CCSN sur Fukushima a examiné les règlements et jugé qu'ils sont dans l'ensemble judicieux. L'examen a révélé qu'il n'était pas nécessaire d'apporter de changements au *Règlement général sur la sûreté et la réglementation nucléaires*. Cependant, on a recommandé de modifier d'autres règlements (le *Règlement sur les installations de catégorie I* et le *Règlement sur la radioprotection*) pour ce qui est des exigences relatives à la préparation aux urgences et les interventions en cas d'urgence. Pour plus de renseignements, voir l'alinéa 16.1a). Ces modifications ne sont pas requises immédiatement.

7.2(i)b) Documents du cadre de réglementation

Description générale des documents d'application de la réglementation de la CCSN

Les documents d'application de la réglementation de la CCSN soutiennent son cadre de réglementation en précisant les exigences et les attentes établies dans la LSRN, dans ses règlements et dans les instruments ayant force exécutoire, tels que les permis et les ordres. Ces documents fournissent des instructions, des conseils et des renseignements aux titulaires de permis.

Le processus d'élaboration des documents d'application de la réglementation de la CCSN comprend de nombreuses consultations auprès des parties intéressées externes. Pour une description sommaire de ce processus, voir l'annexe 7.2(i)b).

La CCSN met à jour le plan du cadre de réglementation tous les trois mois afin de tenir compte des nouveaux projets et des changements apportés à leur planification. Ce plan est affiché sur le site Web externe de la CCSN. Les projets sont organisés selon une nouvelle structure qui présente tous les documents existants et les projets de documents d'une façon claire et logique. Les documents sont regroupés en trois catégories – installations et activités réglementées, domaines de sûreté et de réglementation et autres domaines de réglementation, comme suit :

- Les installations et activités réglementées sont classées selon le type d'installation ou d'activité réglementée. Les documents de ce groupe fournissent à ceux voulant soumettre une demande de permis des éléments d'orientation sur l'information devant être fournie et aux titulaires de permis sur les exigences pour la mise en œuvre de l'activité réglementée. Ils soulignent également les attentes pertinentes se rapportant aux différents domaines de sûreté et de réglementation, au besoin.
- Les domaines de sûreté et de réglementation sont les 14 aspects techniques dont la CCSN se sert pour évaluer, examiner, vérifier et faire rapport sur le rendement et la conformité aux règlements à toutes les installations et pour toutes les activités.
- Les autres domaines de réglementation comprennent des sujets comme les exigences sur les rapports à soumettre, la participation du public et des Autochtones, les garanties financières liées aux activités autorisées, les délibérations de la Commission et la diffusion de renseignements.

Les domaines de sûreté et de réglementation de la CCSN (décrits à l'annexe F) sont :

- Système de gestion
- Gestion de la performance humaine
- Conduite de l'exploitation
- Analyse de la sûreté
- Conception matérielle
- Aptitude fonctionnelle
- Radioprotection
- Santé et sécurité classiques
- Protection de l'environnement
- Gestion des urgences et protection-incendie
- Gestion des déchets
- Sécurité
- Garanties et non-prolifération
- Emballage et transport

Cette structure regroupe l'ensemble des documents d'application de la réglementation de la CCSN d'une manière claire et logique et facilite l'accès à l'information pertinente pour les parties intéressées tout en s'assurant que les exigences et éléments d'orientation réglementaires sont disponibles dans le contexte du cadre de réglementation dont la portée est plus vaste.

La fréquence à laquelle la CCSN révisé ses documents est fondée sur les besoins. Les documents sont examinés et des révisions sont prévues et insérées au calendrier des travaux selon leur priorité et la disponibilité de ressources. Les initiatives récentes relatives à la gestion du cadre de

réglementation de la CCSN comprennent l'introduction d'un examen de tous les documents de la CCSN sur un cycle de cinq ans. Cet examen permet de déterminer quels documents seront retirés de la circulation et mis aux archives, préservés comme tel pour usage courant, ou ajoutés au calendrier des révisions, selon le résultat de l'examen. Ce processus permet de s'assurer que tout le cadre de réglementation de la CCSN continue d'être à jour et de refléter les développements les plus récents en matière d'OPEX et d'orientation aux niveaux national et international.

Au cours de la période de référence, la CCSN a modernisé l'approche qu'elle suit pour documenter ses attentes en adoptant un seul type de document (REGDOC) qui regroupe les exigences réglementaires et les éléments d'orientation dans un même document, ceci afin de faciliter leur compréhension et les renvois entre eux.

Suggestion S13 résultant de la mission initiale du SEIR en 2009

« La CCSN devrait examiner et adopter une terminologie uniforme pour ses documents d'application de la réglementation. »

L'équipe d'examen par les pairs qui a participé à la mission de suivi du SEIR en 2011 a conclu que la CCSN avait adopté une terminologie uniforme pour tous ses documents d'application de la réglementation et officialisé sa nomenclature pour les guides d'application de la réglementation (utilisée pour tous les documents et tous les secteurs d'activité). Pour cette raison, l'équipe d'examen par les pairs a fermé le dossier lié à la suggestion S13.

Une liste de certains des documents clés de la CCSN pertinents pour les titulaires de permis de centrale nucléaire est donnée au tableau 1 de l'annexe 7.2(i)b).

Utilisation d'autres normes pour l'élaboration des documents d'application de la réglementation de la CCSN

Tel que mentionné dans la politique d'application de la réglementation P-299 de la CCSN *Principes fondamentaux de la réglementation*, la CCSN établit des exigences en se servant des normes du secteur nucléaire, des normes nationales et internationales ou d'autres normes appropriées. Elle s'est engagée à faire usage d'autres normes, lorsque approprié, afin de mettre en œuvre de façon efficace son mandat en matière de réglementation au Canada. Cette bonne pratique est conforme à la nouvelle orientation du gouvernement du Canada exprimée dans la *Directive du cabinet sur la rationalisation de la réglementation* et cadre bien avec la vision de l'excellence en matière de réglementation de la CCSN.

Le rapport découlant de la mission initiale du SEIR en 2009 mentionnait que la CCSN « adopte ou adapte des normes nationales et internationales pour élaborer des exigences réglementaires. Le gouvernement canadien favorise la participation aux activités d'élaboration de normes de l'AIEA et à celles de l'Association canadienne de normalisation » (bonne pratique G15).

La CCSN contribue de façon importante à l'élaboration des normes de sûreté de l'AIEA. Plusieurs membres du personnel de la CCSN participent aux travaux des groupes de travail chargés de rédiger ces normes. Des représentants de la CCSN siègent également à la Commission de l'AIEA sur les normes de sûreté et à ses quatre comités de soutien dans le but de faire le suivi des programmes de l'AIEA dans ce domaine et de la conseiller sur les aspects réglementaires de son programme global en matière de sûreté.

Comme elles l'ont fait pendant plusieurs années, les normes de l'AIEA continuent à servir de références et de base de comparaison pour l'approche canadienne en matière de sûreté nucléaire. Au cours de la période de référence, la partie du cadre de réglementation canadien ayant trait aux centrales nucléaires a évolué de façon à la rendre plus conforme aux normes internationales. Le Canada reconnaît que les normes internationales peuvent ne représenter que des exigences minimales qui devront possiblement être renforcées pour être appropriées au Canada tout en tenant compte de la technologie, des pratiques et de l'approche suivie en matière de réglementation qu'on y retrouve. Le tableau 3 de l'annexe 7.2(i)b donne des exemples de l'utilisation des normes de l'AIEA pour l'élaboration de documents de la CCSN. Des exemples de l'harmonisation des documents de la CCSN relatifs aux projets de nouvelle centrale nucléaire sur les documents de l'AIEA sont également décrits à l'alinéa 7.2(i)c ci-après.

Réponse à l'accident de Fukushima – Documents d'application de la réglementation de la CCSN

Le Groupe de travail de la CCSN sur Fukushima a examiné les documents d'application de la réglementation publiés par la CCSN qui sont cités dans les permis d'exploitation ou les manuels des conditions de permis (MCP) des centrales nucléaires, ces manuels étant décrits à l'alinéa 7.2(ii)d sous la rubrique « Projet d'amélioration des permis ». Globalement, on a conclu qu'il n'était pas nécessaire de revoir le cadre de réglementation pour déterminer le nombre de documents d'application de la réglementation minimal, nécessaire et suffisant pour soutenir la mise en œuvre du programme de réglementation des centrales nucléaires. Le Groupe de travail a conclu que si ce cadre devait être éventuellement révisé, alors les formulaires des permis d'exploitation et des MCP des centrales nucléaires devraient servir de fondement à la détermination des besoins en ce qui concerne les documents d'application de la réglementation. Dans le cas des centrales nucléaires, les permis d'exploitation et les MCP présentement en vigueur comprennent respectivement des exigences et attentes qu'on ne retrouve pas dans les documents d'application de la réglementation. Lorsque le cadre de réglementation sera révisé, on devrait prendre avantage de cette occasion pour mettre les documents d'application de la réglementation à jour, au besoin. Les travaux décrits précédemment qui ont trait à la compilation et l'élaboration d'une vision à long terme relative à la structure des documents tiendront compte de cette information.

Le Groupe de travail de la CCSN sur Fukushima a également déterminé que certains documents particuliers d'application de la réglementation de la CCSN devraient être mis à jour en priorité (voir les articles 16 et 18), recommandant expressément de mettre à jour des exigences de dimensionnement et hors dimensionnement sélectionnées afin de tenir compte des points suivants :

- les dangers externes ainsi que les méthodes servant à évaluer leur importance
- les objectifs probabilistes de sûreté
- les caractéristiques de conception complémentaires visant à prévenir et à atténuer les accidents graves
- les caractéristiques de sûreté passives
- le transfert et le stockage du combustible
- les caractéristiques de conception visant à faciliter la gestion des accidents

Les projets, complétés ou en cours, pour donner suite à cette recommandation comprennent la publication des documents suivants :

- GD-310, *Document d'orientation sur les analyses de la sûreté pour les centrales nucléaires* (publié en mars 2012)
- RD/GD-99.3, *Exigences relatives à l'information et à la divulgation publiques* (publié en mars 2012)

De plus, un projet omnibus de modification des documents d'application de la réglementation a été entrepris afin d'apporter des changements ciblés en réponse au *Plan d'action de la CCSN*. Les modifications proposées ont été communiquées aux parties intéressées à l'été 2012 afin d'obtenir leurs commentaires et elles seront révisées au besoin avant leur approbation finale par la Commission. Ce projet comprend la mise à jour des documents suivants :

- S-294, *Études probabilistes de sûreté (EPS) pour les centrales nucléaires*
- S-296 et G-296, *Élaboration de politiques, de programmes et de procédures de protection de l'environnement aux installations nucléaires de catégorie I et aux mines et usines de concentration d'uranium*
- G-306, *Programme de gestion des accidents graves touchant les réacteurs nucléaires*
- RD-308, *Analyse déterministe de sûreté pour les installations dotées de petits réacteurs*
- RD-310, *Analyses de sûreté pour les centrales nucléaires*

Les autres projets présentement en cours relativement aux documents d'application de la réglementation de la CCSN et visant à prendre en compte les leçons clés tirées de l'accident de Fukushima comprennent la préparation des documents suivants :

- REGDOC-2.5.2, *Conception des installations nucléaires : centrales nucléaires* (en remplacement du document RD-337)
- REGDOC-1.1.1, *Acceptabilité de l'emplacement* (pour les centrales nucléaires et les installations dotées de petits réacteurs – en remplacement du document RD-346, *Évaluation de l'emplacement des nouvelles centrales nucléaires*)
- un nouveau document d'application de la réglementation portant exclusivement sur la gestion des accidents
- un ensemble de documents d'application de la réglementation traitant plus en profondeur de la préparation aux urgences

Normes du Groupe CSA

Le Groupe CSA (auparavant l'Agence canadienne de normalisation) établit des normes relatives aux centrales nucléaires et aux autres installations nucléaires qui servent de complément aux documents d'application de la réglementation publiés par la CCSN. Plusieurs de ces normes portent sur la conception des centrales nucléaires. Les entreprises du secteur nucléaire et la CCSN contribuent à l'élaboration de ces normes.

Au cours de la période de référence, les entreprises du secteur nucléaire, la CCSN et la CSA ont continué à travailler de pair afin d'améliorer le programme des normes nucléaires au Canada. Un représentant de la haute direction de la CCSN fait partie du Comité d'orientation stratégique de la CSA sur le nucléaire et de son Comité de direction. Ces comités étaient responsables de l'élaboration de la série de normes nucléaires d'application volontaire et représentant un consensus. De plus, des membres de la direction et du personnel technique de la CCSN font partie des comités, sous-comités et groupes de travail techniques chargés de l'élaboration des normes. Au cours de la période de référence, la CSA a réduit de façon importante le temps requis pour réaliser les étapes de publication d'une norme. Tel que montré au tableau 2 de

l'annexe 7.2(i)b) qui donne la liste des normes de la CSA ayant trait aux centrales nucléaires, plusieurs nouvelles normes ont été publiées et plusieurs autres ont été mises à jour ou leur contenu a été reconfirmé.

Le Groupe CSA a élaboré sa propre réponse à l'accident de Fukushima, effectuant un examen initial de ses normes nucléaires actuelles et concluant que, globalement, elles étaient bien étoffées. Après un examen plus approfondi, le Groupe CSA a élaboré des plans qui tiennent compte des leçons tirées de l'accident de Fukushima et il les intègre à son plan de travail global. Ceux-ci comprennent des propositions visant l'élaboration de nouvelles normes ainsi que la révision de plusieurs normes actuelles. Plus particulièrement, le Groupe CSA a entrepris l'élaboration d'une nouvelle norme sur la gestion des urgences, la norme N1600, *Exigences générales relatives aux programmes de gestion des urgences aux installations nucléaires*, et il prévoit qu'elle sera disponible à des fins de consultation en 2013. Le *Plan d'action de la CCSN* comprend une mesure enjoignant la CCSN à appuyer, par des interventions au Comité d'orientation stratégique de la CSA, la révision des normes de la CSA afin de prendre en compte les leçons tirées de l'accident de Fukushima.

Ajout de documents du cadre de réglementation dans les permis

Les documents d'application de la réglementation de la CCSN et les normes de la CSA ont force exécutoire s'ils sont cités dans le permis. Conformément au cadre de réglementation actuel, quatre approches peuvent être suivies pour insérer un nouveau REGDOC ou une nouvelle norme de la CSA dans un permis :

- proposer l'ajout d'une nouvelle condition au permis au moment de son renouvellement
- acquiescer à une demande d'un titulaire de permis de modifier son permis
- donner un ordre
- modifier un permis selon l'initiative de la Commission

Des renseignements supplémentaires sur l'ajout de normes dans les permis d'exploitation au moment de les renouveler sont donnés à l'alinéa 7.2(ii)d).

7.2(i)c) Cadre de réglementation pour les nouvelles centrales nucléaires

Au cours de la période de référence, la CCSN a continué de mettre à jour son cadre de réglementation s'appliquant aux nouvelles centrales nucléaires. La mise à jour s'inspire en autant que possible des normes et des meilleures pratiques internationales, y compris les normes de sûreté nucléaire de l'AIEA. Ces normes établissent des objectifs de sûreté et des exigences de haut niveau applicables à toutes les conceptions de réacteur, c'est-à-dire qu'elles sont neutres sur le plan technologique. Le Canada participe activement à l'élaboration des normes de l'AIEA et des documents techniques qui les appuient, ceux-ci décrivant de manière plus spécifique les exigences techniques et les meilleures pratiques à appliquer pour le choix de l'emplacement, la conception, la construction et l'exploitation de nouvelles centrales nucléaires ainsi que pour effectuer leur déclassement.

Les documents d'application de la réglementation de la CCSN suivants constituent une partie importante de l'ensemble des documents requis pour la délivrance d'un permis dans le cas des projets de nouvelle centrale nucléaire :

- RD-346, *Évaluation de l'emplacement des nouvelles centrales nucléaires*
- RD-337, *Conception des nouvelles centrales nucléaires* (voir l'article 18)

- RD-310, *Analyses de sûreté pour les centrales nucléaires* (voir l'alinéa 14(i)a))

Le document RD-310 est également en voie d'être incorporé aux permis d'exploitation des centrales nucléaires actuelles.

Des renseignements supplémentaires sur le cadre de réglementation des nouvelles centrales nucléaires et sur les documents connexes en voie de préparation sont fournis à l'article 12 en ce qui a trait aux facteurs humains et organisationnels, à l'article 17 en ce qui concerne le choix de l'emplacement et à l'article 18 pour ce qui est de la conception.

Plusieurs parties intéressées ont fait part de leur intérêt à l'égard de la construction possible de nouveaux petits réacteurs. Un petit réacteur est un réacteur à fission ayant une puissance thermique inférieure à 200 MW. Les petits réacteurs comprennent ceux capables de produire des isotopes radioactifs, les réacteurs de recherche, les installations produisant de la vapeur et les petites installations produisant de l'électricité. Les documents d'application de la réglementation de la CCSN suivants relatifs aux petits réacteurs ont été publiés au cours de la période de référence :

- RD-367, *Conception des installations dotées de petits réacteurs*
- RD-308, *Analyse déterministe de sûreté pour les installations dotées de petits réacteurs*

Les activités relatives au cadre de réglementation des petits réacteurs sont décrites de façon plus détaillée à l'annexe 7.2(i)c).

7.2 (ii) Programme de délivrance de permis

Selon l'article 26 de la LSRN, il est interdit, sauf en conformité avec un permis délivré par la Commission, de préparer l'emplacement d'une installation nucléaire, ou de construire, d'exploiter, de déclasser ou d'abandonner une telle installation. On précise au paragraphe 24(4) de la LSRN que :

« la Commission ne délivre, ne renouvelle, ne modifie ou ne remplace une licence ou un permis que si elle est d'avis que l'auteur de la demande, à la fois :

- a) est compétent pour exercer les activités visées par la licence ou le permis; et
- b) prendra, dans le cadre de ces activités, les mesures voulues pour préserver la santé et la sécurité des personnes, pour protéger l'environnement, pour maintenir la sécurité nationale et pour respecter les obligations internationales que le Canada a assumées. »

En vertu du paragraphe 24(5) de la LSRN, la Commission est autorisée à assortir les permis de toute condition qu'elle estime nécessaire à l'application de la LSRN.

Le programme de délivrance de permis de la CCSN est administré en collaboration avec des ministères et organismes fédéraux et provinciaux qui œuvrent, par exemple, dans les domaines de la santé, de l'environnement, de la consultation des groupes autochtones, des transports et du travail. La CCSN tient compte des préoccupations et responsabilités de ces ministères et organismes avant de délivrer un permis afin de s'assurer qu'elles n'entrent pas en conflit avec la LSRN et ses règlements.

Dans le cadre de réglementation établi par la CCSN, les centrales nucléaires sont définies comme des installations nucléaires de catégorie IA, et les exigences réglementaires qui s'y appliquent sont contenues dans le *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I*. Ce règlement

stipule qu'un permis distinct doit être délivré pour chacune des cinq étapes suivantes du cycle de vie d'une installation nucléaire de catégorie IA :

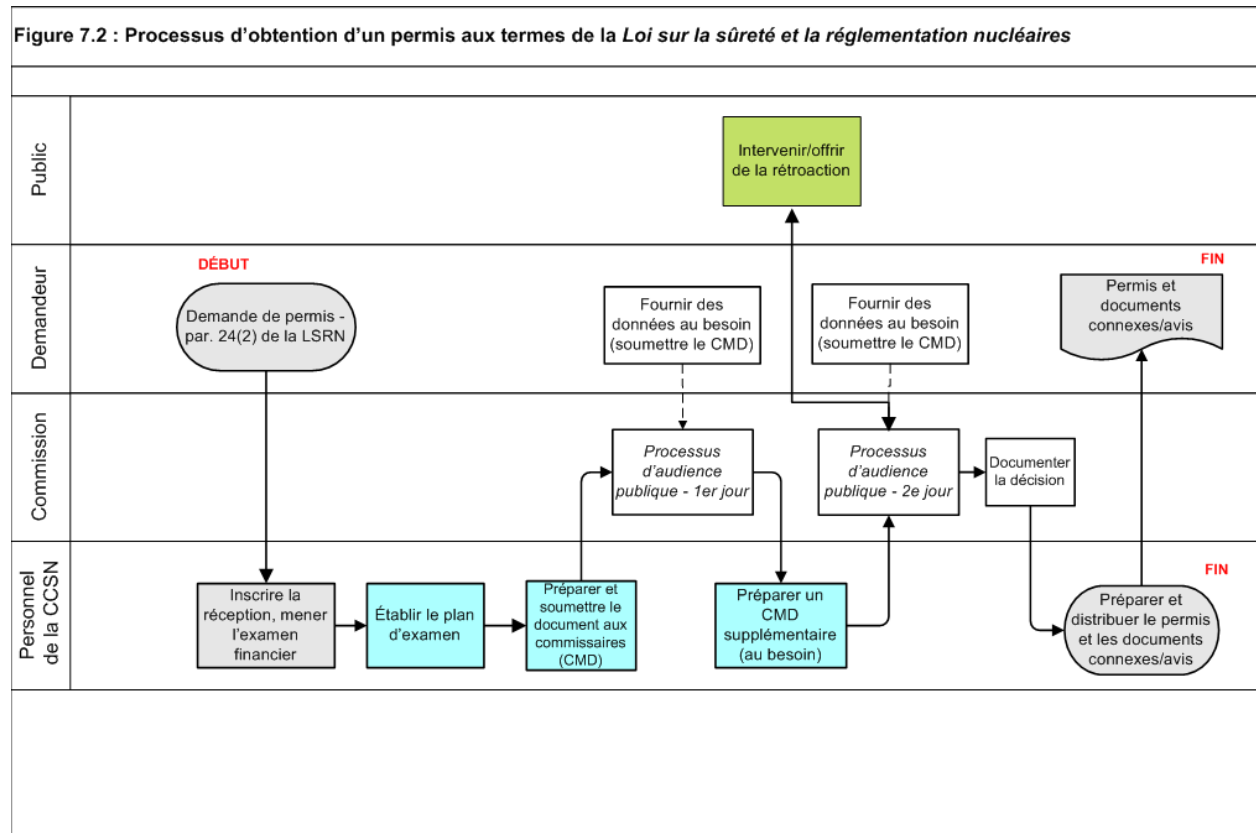
- un permis de préparation de l'emplacement
- un permis de construction
- un permis d'exploitation
- un permis de déclassement
- un permis d'abandon

La LSRN ne prévoit pas la délivrance d'un permis commun pour la préparation de l'emplacement, la construction ou l'exploitation. Toutefois, les demandes visant la préparation de l'emplacement, la construction et l'exploitation d'une nouvelle installation nucléaire peuvent être évaluées même temps pourvu que les demandeurs soumettent les renseignements et les preuves nécessaires.

7.2(ii)a) Processus de délivrance de permis

La révision 1 du document d'information INFO-0756 intitulé *Processus d'autorisation des nouvelles centrales nucléaires au Canada* donne des précisions sur le processus actuel de délivrance de permis en vertu de la LSRN. Le processus de délivrance de permis de la CCSN constitue un des processus de base du système de gestion de la CCSN décrit à l'alinéa 8.1d).

La figure 7.2 illustre le processus de délivrance de permis de la CCSN ainsi que les principales activités menées par le demandeur, le personnel de la CCSN et la Commission.



Le rapport découlant de la mission initiale du SEIR en 2009 mentionnait que « le cadre de réglementation canadien offre un système d'autorisation complet et solide et on a mis en place des processus d'autorisation/de délivrance de permis pour toutes les installations et activités. Les pouvoirs et les responsabilités sont clairement documentés... » (bonne pratique G4).

L'examen de l'accident de Fukushima effectué pendant la mission de suivi du SEIR au Canada a également permis de déterminer que la « CCSN a traité correctement le processus d'autorisation au cours de son examen des répercussions des leçons tirées de l'accident qui a touché la centrale de Fukushima Daiichi de TEPCO ».

Le processus de délivrance de permis est amorcé lorsqu'un promoteur soumet une demande à la CCSN. Les renseignements qui accompagnent une demande de permis doivent pouvoir répondre aux exigences des règlements et démontrer que le demandeur possède les compétences requises pour exercer les activités faisant l'objet du permis.

Les règlements d'application de la LSRN fournissent aux demandeurs de permis des critères généraux de rendement et décrivent les renseignements et programmes dont ils devront faire état dans la demande qui sera soumise à la CCSN. Le tableau suivant fait ressortir certaines des principales exigences à l'égard des renseignements à fournir conformément au *Règlement général sur la sûreté et la réglementation nucléaires* et au *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I*.

Fondements des exigences importantes concernant les demandes de permis

Type de permis	<i>Règlement général sur la sûreté et la réglementation nucléaires</i>	<i>Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I</i>
Permis de préparation de l'emplacement	Article 3	Articles 3 et 4
Permis de construction	Article 3	Articles 3 et 5
Permis d'exploitation	Article 3	Articles 3 et 6

Afin de rendre le processus plus clair, la CCSN prépare présentement, pour chacun des types de permis, un guide de présentation d'une demande de permis qui fournit des renseignements supplémentaires et des critères (tels que des normes et des codes nationaux ou des normes de sûreté de l'AIEA) de façon à ce que les demandeurs comprennent clairement ce qu'ils doivent faire pour répondre aux exigences des règlements pertinents pris en vertu de la LSRN. Le guide de présentation d'une demande de permis RD/GD-369 intitulé *Guide de présentation d'une demande de permis : Permis de construction d'une centrale nucléaire* a été publié en 2011. Les guides de présentation d'une demande dans le cas des permis de préparation de l'emplacement et des permis d'exploitation sont en voie d'élaboration.

Dans le cas d'une nouvelle centrale nucléaire, les renseignements sur le plan de déclassement de celle-ci et sur les garanties financières connexes doivent également être soumis au début du processus de délivrance de permis. En vertu du *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I*, le demandeur doit fournir des renseignements sur le plan prévu pour le déclassement de son installation ou site nucléaire et le *Règlement général sur la sûreté et la réglementation nucléaires* exige qu'une demande de permis soit accompagnée des renseignements sur les garanties financières. Celles-ci servent à s'assurer que des fonds suffisants seront disponibles

pour que les installations ne présentent pas de risques indus si le titulaire de permis est incapable de poursuivre les opérations. Jusqu'à maintenant, elles ont servi principalement au déclassement de centrales nucléaires à la fin de leur durée de vie et pour la gestion à long terme du combustible nucléaire usé. Les renseignements sur les garanties financières proposées devraient indiquer les obligations en matière de financement du déclassement et en matière de gestion à long terme des déchets de combustible nucléaire, aux termes de la *Loi sur les déchets de combustible nucléaire*.

La *Loi canadienne sur l'évaluation environnementale* (LCEE) stipule qu'une évaluation environnementale (EE) doit être effectuée pour déterminer si un projet est susceptible d'entraîner des effets négatifs importants sur l'environnement et que celle-ci doit avoir lieu avant qu'une autorité fédérale délivre un permis, accorde une autorisation ou prenne toute autre mesure permettant l'exécution, en tout ou en partie, du projet. Dans le cas des nouvelles centrales nucléaires, une EE est effectuée avant que le premier permis, à savoir le permis de préparation de l'emplacement, ne soit délivré. Cette EE couvre toutes les phases du cycle de vie d'un projet (de la préparation de l'emplacement à l'abandon). Les EE sont décrites de façon plus détaillée à l'alinéa 17(ii)a).

Définition du fondement d'autorisation

L'information soumise avec la demande de permis fait partie du fondement d'autorisation de la centrale nucléaire. La définition du fondement d'autorisation est donnée dans le document INFO-0795 de la CCSN, *Objectif et définition du « fondement d'autorisation »*. Le fondement d'autorisation est l'ensemble des exigences et des documents regroupant :

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

Les documents requis à l'appui d'une demande de permis sont ceux qui démontrent que le demandeur est compétent pour exercer l'activité autorisée, et que les mesures voulues sont en place pour préserver la santé et la sécurité des travailleurs et de la population, protéger l'environnement, maintenir la sécurité nationale et respecter les obligations internationales que le Canada a assumées.

Le fondement d'autorisation établit les conditions limites du rendement acceptable pour une installation nucléaire. Il jette ainsi les bases du programme de conformité de la CCSN (voir l'alinéa 7.2(iii)) qui est conçu de façon à s'assurer que le titulaire de permis continue de répondre aux exigences et d'exercer l'activité autorisée tout en respectant le fondement d'autorisation.

Documentation du processus de délivrance de permis de la CCSN

La CCSN utilise une approche en fonction du risque pour définir l'ampleur des évaluations à effectuer dans le cadre de son processus de délivrance de permis. D'autres ajustements, en parallèle avec la documentation et l'officialisation du processus régulier de délivrance de permis et des critères connexes, sont en voie d'être apportés, dans le cadre de projets faisant partie du Plan harmonisé pour les initiatives d'amélioration de la CCSN (ci-après, le « Plan harmonisé », décrit dans l'introduction de l'article 8).

La CCSN exécute présentement un plan exhaustif visant la préparation de documents du processus de délivrance de permis, de documents et de guides d'application de la réglementation ainsi que de guides de présentation d'une demande de permis et de formulaires connexes. Ce plan prévoit l'intégration des connaissances découlant de l'expérience internationale en matière de délivrance de permis accumulée par des organismes tels que l'AIEA, l'Agence de l'énergie nucléaire (AEN), le Programme multinational d'évaluation de la conception (MDEP) et d'autres organismes nationaux de réglementation du secteur nucléaire. Les examens requis dans le cadre de l'EE et du processus de délivrance de permis sont effectués par le personnel de la CCSN, conformément à un plan d'évaluation spécifique au demandeur et à un cadre de gestion de projet. Le plan d'évaluation prescrit des examens spécifiques, ceux-ci devant être réalisés par des spécialistes de la CCSN en utilisant des procédures de travail à usage interne portant sur des sujets précis (voir l'alinéa 8.1d)). La CCSN dispose de plans d'évaluation et de telles procédures de travail pour les projets ayant trait aux :

- demandes de permis de préparation de l'emplacement
- énoncés des incidences environnementales (EIE)
- examens intégrés de sûreté liés à la prolongation de la durée de vie (pour plus de renseignements, voir l'alinéa 14(i)g)).

La CCSN a également préparé la plupart des procédures de travail à usage interne qui sont requises pour évaluer une demande de permis de construction d'une centrale nucléaire.

En appui à la réalisation d'examens de nature particulière, la CCSN a continué au cours de la période de référence d'élaborer et d'intégrer un ensemble complet de matrices donnant les critères techniques à utiliser pour effectuer des évaluations, ceci pour tous ses secteurs d'activité.

Recommandation R3 résultant de la mission initiale du SEIR en 2009

« Les activités et processus se trouvant dans le cadre du Plan harmonisé concernant les autorisations et visant la préparation d'un ensemble complet de procédures, de critères et de guides d'examen devraient se poursuivre et être menés à bien. »

L'équipe d'examen par les pairs qui a participé à la mission de suivi du SEIR en 2011 a constaté que la CCSN avait fait des progrès marqués dans ses efforts pour donner suite à cette recommandation. L'équipe a remarqué que la mise en œuvre des améliorations relatives aux processus d'autorisation et d'accréditation avait été complétée pour toutes les installations et activités réglementées et que la mise en œuvre d'une approche systématique et normalisée pour les évaluations techniques progresse bien (pour plus de renseignements, voir ci-après la suggestion S15 de l'équipe du SEIR). Se fondant sur les progrès réalisés et étant confiante qu'ils se poursuivront, l'équipe d'examen par les pairs a clos le dossier lié à la recommandation R3.

En soutien aux examens des conceptions de réacteur soumis par les fournisseurs (décrits à l'article 18), la CCSN a également complété au cours de la période de référence l'élaboration des procédures de travail à usage interne pertinentes et des critères connexes. De plus, la CCSN a poursuivi l'élaboration de documents et guides d'application de la réglementation ainsi que d'éléments d'orientation relatifs à la présentation d'une demande de permis dans le cas des projets de nouvelle centrale nucléaire, tel que décrit à l'alinéa 7.2(i)b).

Recommandation R6 résultant de la mission initiale du SEIR en 2009

« La CCSN devrait poursuivre et terminer la préparation de documents pertinents à l'appui du processus d'autorisation (processus de délivrance de permis) pour la construction de nouvelles centrales nucléaires. »

L'équipe d'examen par les pairs qui a participé à la mission de suivi du SEIR en 2011 a constaté que la CCSN s'affairait de manière systématique à effectuer les préparatifs nécessaires pour exécuter le processus de délivrance de permis dans le cas de nouvelle centrale nucléaire, y compris la documentation du processus à suivre et la préparation de documents et de guides d'application de la réglementation, de guides et de formulaires pour la présentation d'une demande de permis ainsi que de plans d'évaluation et de procédures d'examen pour le personnel. Étant donné que ces travaux de préparation étaient exécutés conformément aux éléments de gouvernance et aux processus du système de gestion de la CCSN et qu'ils sont intégrés au processus de planification, l'équipe d'examen par les pairs a clos le dossier lié à la recommandation R6, se fondant sur les progrès réalisés et étant confiante qu'ils se poursuivront.

Suggestion S15 résultant de la mission initiale du SEIR en 2009

« Pour promouvoir la gestion des connaissances, la CCSN devrait étendre le concept de ses guides d'examen pour son personnel de manière à ce qu'ils englobent tous les principaux domaines de sa fonction. »

L'équipe d'examen par les pairs qui a participé à la mission de suivi du SEIR en 2011 a constaté que la CCSN avait élaboré un processus intitulé « Comment effectuer une évaluation technique » afin de s'assurer que tout le personnel suit le même processus. Se fondant sur les progrès réalisés et étant confiante qu'ils se poursuivront, l'équipe d'examen par les pairs a clos le dossier lié à la suggestion S15.

Au cours de la période de référence, la CCSN a complété les travaux relatifs aux processus de l'organisation visant l'uniformité de la planification et de l'exécution des évaluations techniques dans tous les secteurs d'activités.

Recommandations, décisions et approbations connexes relatives à la délivrance d'un permis

La CCSN doit se conformer à toutes les lois fédérales et peut donc prendre ses décisions réglementaires en consultation avec tout département ou agence du gouvernement fédéral ayant des responsabilités indépendantes mais ayant un lien avec celles de la CCSN. Lorsque la CCSN évalue les renseignements accompagnant une demande de permis, elle tient compte de l'opinion d'autres ministères et organismes fédéraux et provinciaux chargés de réglementer les aspects santé et sécurité, protection de l'environnement, préparation aux urgences et transport de marchandises dangereuses se rapportant aux projets de nature nucléaire. La CCSN a établi des protocoles d'entente avec ces ministères et organismes.

Le personnel de la CCSN documente les conclusions et les recommandations découlant de ses examens dans des documents à l'intention des commissaires (CMD) qu'il soumet ensuite à la Commission. Cette dernière tient compte des conclusions et recommandations initiales lors du premier jour de l'audience publique (voir la figure 7.2), en même temps qu'elle tient compte des

informations soumises par le demandeur du permis. Au deuxième jour de l'audience publique, la Commission, conformément aux *Règles de procédure de la Commission canadienne de sûreté nucléaire*, invite d'autres parties intéressées à intervenir, leur offrant l'occasion de présenter les informations qu'elles jugent utiles pour la décision d'autorisation en question. Dans les cas d'autorisation de centrale nucléaire, suffisamment de temps est habituellement alloué aux intervenants lors de la deuxième journée d'audience, afin qu'ils puissent présenter leur information et s'adresser à la Commission. Le personnel de la CCSN et les titulaires de permis peuvent également présenter des renseignements supplémentaires ou révisés lors du deuxième jour de l'audience (à titre de suivi aux délibérations du premier jour, par exemple). Les audiences sont diffusées sur le Web.

Pendant et après les audiences publiques, la Commission étudie les informations fournies et prend la décision finale concernant la délivrance d'un permis. La CCSN émet des communiqués de presse pour informer le public des décisions prises. Les comptes rendus des délibérations des audiences et les motifs de décisions de la Commission sont publiés sur le site Web de la CCSN.

Si la Commission décide de délivrer un permis, toute information soumise avec la demande de permis et citée en référence dans le permis devient une exigence réglementaire pour le titulaire de permis (la partie « iii » du fondement d'autorisation). Les permis peuvent aussi inclure d'autres modalités et conditions auxquelles les titulaires de permis doivent se conformer, telles que des renvois à des documents d'application de la réglementation ou à des normes du secteur nucléaire.

Les permis de centrale nucléaire peuvent contenir des dispositions qui nécessitent une approbation ou un consentement pour aller de l'avant face à des situations ou des changements où le rendement du titulaire de permis :

- ne serait pas conforme aux exigences réglementaires établies dans les lois et règlements pertinents, ou
- déborderait du cadre du fondement d'autorisation

Le permis décrit les situations, changements et conditions nécessitant de telles décisions par la Commission (appelées approbations) et à qui, le cas échéant, celle-ci peut déléguer l'autorité de prendre la décision au nom de la Commission (appelée l'accord du personnel de la CCSN).

Le permis d'exploitation de la centrale de Point Lepreau qui était en vigueur au cours de la première moitié de la période de référence contenait des exemples de cas nécessitant une approbation de la Commission ou l'accord du personnel de la CCSN. Ce permis couvrait la dernière phase de l'arrêt de la centrale à des fins de réfection et comprenait un nombre de « points d'arrêt ». Une condition du permis stipulait que le titulaire de permis devait obtenir l'approbation de la Commission pour effectuer le chargement du combustible après la réfection. Une autre stipulait qu'il devait obtenir l'approbation de la Commission, ou l'accord d'une personne autorisée par celle-ci, avant de redémarrer le réacteur et à chaque étape d'augmentation de la puissance du réacteur au cours des essais de mise en service. Ces points d'arrêt ont été respectés au cours de la période de référence.

7.2(ii)b) Permis de préparation de l'emplacement

La sélection d'un emplacement pour la préparation à long terme d'une nouvelle centrale nucléaire ne constitue pas par elle-même une activité réglementée au Canada (bien que les activités de caractérisation et d'évaluation du site, effectuées en appui au choix du site, soient

réglementées). Ce choix est donc en grande partie du ressort du promoteur du projet et des municipalités ainsi que des provinces ou territoires concernés. La seule exception à cette pratique est le cas où le gouvernement fédéral, par l'entremise de RNCAN, agit à titre de promoteur et qu'il fait directement la promotion d'un projet fédéral (dirigé par le gouvernement) d'une centrale nucléaire. Quelles que soient les circonstances, la CCSN ne participe pas au processus de sélection de l'emplacement.

Lorsqu'il soumet une demande pour un permis de préparation de l'emplacement, il incombe au demandeur de démontrer à la CCSN que l'emplacement prévu est approprié pour un développement futur, et que les activités visées par le permis ne présentent pas de risque indu pour la préservation de la santé et de la sécurité des personnes, pour le maintien de la sécurité nationale et pour la protection de l'environnement. En plus de traiter des activités se rapportant à l'évaluation et à la préparation de l'emplacement, les informations relatives aux sujets devant être couverts dans le cas d'un permis de préparation de l'emplacement doivent tenir compte du cycle de vie complet de l'installation prévue. Le demandeur doit également démontrer que les activités autorisées prévues répondent à toutes les exigences réglementaires pertinentes.

Le document RD-346 de la CCSN, *Évaluation de l'emplacement de nouvelles centrales nucléaires*, décrit le processus global d'évaluation de l'emplacement d'une centrale nucléaire au Canada. Ce document :

- fournit des critères d'évaluation de l'emplacement (p. ex. pour tenir compte de l'incidence de l'emplacement sur l'environnement, des plans d'urgence et des dangers externes d'origine naturelle ou humaine)
- établit des attentes au sujet de la cueillette de données au sujet de l'emplacement
- établit des attentes aux sujets de l'assurance de la qualité (AQ) et de la consultation du public et des Autochtones

Des renseignements supplémentaires concernant les critères d'évaluation de l'emplacement dans le document RD-346 ainsi que le degré de certitude et le niveau de détail requis pour la conception sont donnés dans l'introduction de l'article 17.

L'efficacité du processus de réglementation peut être maximisée si le demandeur évalue de façon exhaustive l'emplacement prévu pour le projet, et s'il documente pleinement les motifs du choix du site avant d'entreprendre les processus de délivrance de permis et d'EE. Les informations requises pour effectuer ceci ont fait l'objet d'un projet de document d'application de la réglementation au cours de la période de référence et ont été rendues publiques à des fins de consultation. Ce document comprendra des critères à l'égard de la quantité d'information requise sur la conception de l'installation afin de corroborer de façon crédible les motifs du choix de l'emplacement. Ce document a pour but de compléter les exigences connexes se trouvant dans les règlements pris en vertu de la LSRN.

La CCSN s'attend à ce que, dans le cadre du processus d'évaluation de l'emplacement, le demandeur annonce publiquement son intention de construire l'installation et entreprenne un programme robuste de communication publique qui se poursuivra tout au long de la vie du projet. Ceci comprend la tenue de séances d'information publique par le demandeur au cours desquelles le public peut exprimer ses vues et lui poser des questions (à titre d'exemple, voir l'alinéa 9c)).

Le processus d'examen de la CCSN (illustré à la figure 7.2) comprend un plan d'évaluation comprenant des étapes et des échéanciers d'examen. Les procédures de travail à usage interne

sont utilisées pour coordonner l'examen par le personnel de la CCSN de l'EIE et de la demande de permis de préparation de l'emplacement d'une centrale nucléaire soumise par un demandeur. Les séances d'information publique et les échanges qui s'ensuivent contribuent aussi à déterminer si un emplacement est acceptable.

7.2(ii)c) Permis de construction

Lorsqu'il demande un permis de construction d'une nouvelle centrale nucléaire, le demandeur doit démontrer à la CCSN que la conception de la centrale nucléaire qu'il propose est conforme aux exigences réglementaires et qu'elle pourra être exploitée de façon sûre à l'emplacement prévu pendant toute sa durée de vie. Les informations à fournir à l'appui d'une demande de permis de construction d'une centrale nucléaire constituent le « dossier de sûreté » et elles comprennent, par exemple :

- une description de la conception proposée pour la nouvelle centrale nucléaire, y compris la façon dont elle tient compte des caractéristiques physiques et environnementales de l'emplacement
- les caractéristiques environnementales de base de l'emplacement et des environs
- un rapport préliminaire d'analyse de la sûreté démontrant que la conception de la centrale est adéquate
- les mesures proposées pour atténuer les effets sur l'environnement et sur la santé et la sécurité des personnes que peuvent occasionner la construction, l'exploitation et le déclassement de la centrale
- des renseignements sur les rejets possibles de substances nucléaires et de matières dangereuses, et les mesures proposées pour les réduire
- les programmes et calendriers proposés pour le recrutement et la formation du personnel participant à la construction, à la mise en service et à l'exploitation de la centrale
- les programmes qui seront mis en œuvre et les activités qui seront entreprises par le demandeur pour effectuer la surveillance des activités de conception, d'approvisionnement, de construction, de mise en service et d'exploitation afin de fournir l'assurance que la centrale répondra aux exigences réglementaires et sera conforme à la conception et aux analyses de la sûreté soumises en appui à la demande

Au cours de la période de référence, la CCSN a publié son document RD/GD-369, *Guide de présentation d'une demande de permis : Permis de construction d'une centrale nucléaire* afin de fournir d'autres éléments d'orientation relativement aux demandes de permis de construction. L'élaboration de ce document est inspirée du document GS-G-4.1 de l'AIEA, *Format and Content of Safety Analysis Reports*.

Le demandeur doit démontrer qu'au moment où la Commission étudie la demande de permis de construction, il n'existe aucune question importante de sûreté en suspens. Pour faire cette démonstration de manière non équivoque, il faut que la conception de l'installation et l'analyse de la sûreté soient passablement avancées et appuyées par des activités de recherche adéquates et appropriées, dont des essais et analyses expérimentaux.

L'examen par la CCSN d'une demande de permis de construction est structuré de façon à obtenir une assurance raisonnable que la conception de l'installation répond à toutes les exigences réglementaires et que, telle que conçue, cette dernière peut être construite, mise en service et exploitée de manière sûre, et qu'aucune nouvelle question de sûreté ne sera soulevée avant le

démarrage du réacteur. Après la réception d'une demande, la CCSN effectue une évaluation exhaustive des documents de conception, du rapport préliminaire d'analyse de la sûreté, du programme de construction, et de tout autre renseignement requis par les règlements. L'évaluation est fondée sur des analyses scientifiques et techniques rigoureuses de même que des opinions de nature technique qui tiennent compte de l'expérience de la CCSN et de ses connaissances des meilleures pratiques en matière de conception et d'exploitation de centrale nucléaire en usage aux centrales nucléaires actuellement en exploitation au Canada et ailleurs dans le monde.

L'examen réglementaire couvre également d'autres domaines comme :

- la capacité du demandeur à assurer une surveillance adéquate du projet, particulièrement en ce qui a trait aux activités de fabrication et de construction, y compris un échéancier montrant comment l'organisation adaptera cette surveillance au fur et à mesure que le projet avancera
- la conception et l'analyse de la sûreté, évaluant si celles-ci, ainsi que les autres renseignements requis, répondent aux exigences réglementaires (pour plus de renseignements, voir l'article 17). La conception et l'analyse de la sûreté doivent être accompagnées des résultats des essais et analyses expérimentaux (ceci est particulièrement important si de nouvelles caractéristiques de conception sont en cause et lorsque le demandeur a proposé des solutions de rechange)
- les évaluations indépendantes de sûreté effectuées par des pairs, tel que stipulé dans le document RD-337 de la CCSN, *Conception des nouvelles centrales nucléaires*; de telles évaluations seraient effectuées par des personnes ou des groupes autres que ceux travaillant à la conception et comprendraient une évaluation article par article en fonction du document RD-337
- le programme de mise en service
- les plans globaux, y compris les calendriers, pour le développement de l'organisation de l'exploitant, pour la formation et l'accréditation du personnel et pour l'élaboration des procédures d'exploitation – le demandeur doit démontrer que la mise sur pied d'une organisation capable d'effectuer la mise en service et l'exploitation de l'installation a fait l'objet d'une attention appropriée
- les politiques, les stratégies et les dispositions adoptées en matière de radioprotection, de préparation aux urgences, de protection de l'environnement, de gestion des déchets radioactifs et dangereux, de déclassement et de garanties. Il n'est pas nécessaire de soumettre des renseignements détaillés à cette étape, mais il faut en soumettre suffisamment pour pouvoir montrer que des dispositions adéquates ont été prises dans le cadre de la conception

La portée d'un permis de construction couvre toutes les étapes de la construction de l'installation ainsi que la phase A de la mise en service. Cette dernière comprend la mise en service de tous les structures, systèmes et composants (SSC) effectuée avant le premier chargement de combustible. Le titulaire doit également établir une bonne partie de l'organisation qui sera chargée de l'exploitation de sorte que les opérations, processus et procédures seront en place avant l'obtention du permis d'exploitation. Cette approche est une composante d'une philosophie globale visant à faciliter la transition de la phase construction à la phase mise en service et finalement à la phase d'exploitation commerciale. De plus, cette approche peut procurer une plus grande certitude d'obtenir un permis d'exploitation de l'organisme de réglementation si le

titulaire de permis démontre un bon rendement en matière de conformité à la réglementation relative à la construction de l'installation.

À l'étape de la construction, la CCSN mène des activités de conformité pour vérifier que le titulaire de permis respecte les exigences de la LSRN et des règlements connexes de même que les conditions du permis. Ces activités de vérification de la conformité ont pour but de confirmer que la construction de la centrale répond aux exigences de conception, que le titulaire de permis effectue une surveillance adéquate du projet et qu'il répond aux exigences en matière d'AQ. Les activités de surveillance réglementaire comprennent entre autres :

- les inspections, la surveillance, les examens, l'observation des essais de mise en service et les évaluations des résultats de ces essais
- les inspections aux installations de fabrication
- l'évaluation de l'efficacité de la surveillance des activités de construction et de mise en service effectuées par le demandeur
- les approbations et les accords donnés, respectivement par la Commission et par le personnel de la CCSN, relativement aux points d'arrêt

Lorsque la construction tire à sa fin, l'attention de l'organisme de réglementation se tourne vers le programme de la phase A de la mise en service (avant le chargement du combustible) et les activités connexes. Le but est de vérifier, autant que possible, que tous les SSC ont été installés correctement et qu'ils fonctionnent conformément aux exigences de conception (ceci comprend leur réponse aux conditions anormales d'exploitation, telle que spécifiée dans l'analyse de la sûreté). Plus de renseignements sur les activités de mise en service sont fournis à l'alinéa 19(i).

En outre, pour se préparer à la réception éventuelle d'une demande de permis d'exploitation, les progrès réalisés par le titulaire de permis au chapitre du développement de l'organisation sont pris en compte.

7.2(ii)d) Permis d'exploitation

Au moment de soumettre une demande de permis d'exploitation d'une centrale nucléaire, le demandeur doit démontrer à la CCSN qu'il a établi des systèmes, plans et programmes de gestion de la sûreté appropriés qui permettront d'exploiter la centrale de manière sûre et sécuritaire. Ceci comprend une démonstration que la phase A de la mise en service a été réalisée avec succès et que tous les systèmes importants pour la sûreté sont prêts pour que le premier chargement du combustible dans le coeur puisse aller de l'avant. Les renseignements devant accompagner une demande de permis d'exploitation comprennent entre autres :

- une description des structures, systèmes et composants (SSC) de la centrale nucléaire, y compris leurs caractéristiques de conception et leurs conditions de fonctionnement
- le rapport final d'analyse de la sûreté
- les mesures, programmes, politiques, méthodes et procédures proposés concernant :
 - les phases B, C et D de la mise en service – comprenant la mise en service de tous les SSC de l'installation après le premier chargement de combustible dans le coeur
 - l'exploitation et l'entretien de la centrale nucléaire
 - la manutention des substances nucléaires et des matières dangereuses
 - le contrôle des rejets de substances nucléaires et de matières dangereuses dans l'environnement

- la prévention et l'atténuation des effets de l'exploitation et du déclassement de la centrale sur l'environnement ainsi que sur la santé et la sécurité des personnes
- l'aide apportée aux autorités externes relativement aux activités de préparation aux urgences, y compris les procédures en cas de rejet accidentel hors site
- le maintien de la sécurité nucléaire

Lorsqu'elle traite une demande de permis d'exploitation d'une nouvelle centrale nucléaire, en plus de vérifier les renseignements qui accompagnent la demande du permis initial d'exploitation, la CCSN vérifie si tous les problèmes qui ont été décelés à l'étape de la construction ont été réglés.

Les informations dont un demandeur doit disposer pour que sa demande de permis d'exploitation soit acceptée seront décrites dans un document d'orientation de la CCSN dont l'élaboration est en cours.

Le permis initial d'exploitation autorise le chargement du combustible et le début de la mise en service suite à ce chargement (les phases B, C et D de la mise en service). Ces activités de mise en service complètent le programme global de mise en service des SSC qui sert à confirmer que :

- les caractéristiques importantes de la sûreté opérationnelle correspondent à celles utilisées pour effectuer l'analyse de la sûreté de la conception de la centrale
- la centrale nucléaire a été construite selon les plans
- les structures, systèmes et composants importants pour la sûreté fonctionnent de façon fiable

Plus de renseignements sur la mise en service sont fournis à l'alinéa 19(i).

Le permis initial d'exploitation devrait être assorti de conditions, appelés points d'arrêt, applicables au chargement du combustible, au démarrage du réacteur et à l'atteinte par paliers de la puissance nominale de la centrale nucléaire. Tous les essais pertinents de mise en service doivent être réalisés de façon satisfaisante avant la levée des points d'arrêt.

Durée des permis

La CCSN délivre des permis de durée variable qui lui permettent de réglementer les centrales nucléaires d'une façon qui tient davantage compte du risque grâce à l'ajustement de leur durée en fonction du rendement antérieur du titulaire de permis et des constatations faites lors des activités de vérification de la conformité. Au cours de la période de référence, la durée d'un permis d'exploitation de centrale nucléaire était habituellement de cinq ans. Par contre, la Commission se réserve le droit de délivrer des permis d'une durée plus courte si le rendement global du titulaire n'est pas satisfaisant ou pour d'autres raisons. Le titulaire de permis peut également demander que son permis ait une durée particulière pour tenir compte d'activités ou de changements d'état de la centrale (comme le début ou la fin d'une réfection) prévus.

Le CMD 02-M12 énonce des facteurs que le personnel de la CCSN doit prendre en compte au moment de formuler une recommandation à la Commission sur la durée d'un permis. Ces facteurs comprennent :

- les dangers associés à l'installation
- les programmes de gestion de la qualité mis en place par le titulaire de permis et l'efficacité de leur mise en œuvre
- la mise en œuvre, par le titulaire de permis et par la CCSN, d'un programme de conformité efficace

- l'expérience accumulée par le titulaire de permis
- un rendement acceptable éprouvé de la part du titulaire de permis dans les domaines de sûreté et de réglementation de la CCSN (décrits plus loin)
- les exigences du *Règlement sur les droits pour le recouvrement des coûts de la CCSN*
- le cycle de planification de l'installation

Modifications aux permis

La LSRN confère à la Commission l'autorité de modifier les permis d'exploitation de centrale nucléaire, p. ex. de modifier les conditions actuelles des permis ou d'ajouter de nouvelles exigences aux permis. Des modifications peuvent être apportées à un permis à l'initiative de la Commission ou à la suite d'une demande du titulaire de permis et, si nécessaire, ceci peut être effectué relativement rapidement. Cette prérogative permet à la CCSN de traiter de manière efficace les questions de sûreté ou autres dans le cadre du processus d'autorisation.

Renouvellement des permis

Lors du renouvellement d'un permis d'exploitation, le titulaire doit indiquer les changements apportés aux renseignements qui accompagnaient la demande précédente. Une liste d'exemples de descriptions de programme devant accompagner une demande de renouvellement d'un permis d'exploitation d'une centrale nucléaire se trouve à l'appendice C. Tel que décrit à l'alinéa 7.2(ii), ces changements deviennent partie intégrante du fondement d'autorisation de la centrale nucléaire une fois qu'un permis d'exploitation est délivré. La CCSN planifie et effectue une évaluation équilibrée des programmes et activités du titulaire de permis. L'alinéa 14(i)b) donne une description d'une telle évaluation. Celle-ci sert à fournir à la Commission des données exhaustives sur le demandeur et sur l'installation visée, à corroborer les recommandations du personnel quant à la décision à prendre à l'égard de la délivrance du permis ainsi qu'à définir des orientations relatives aux activités de réglementation devant être poursuivies ou mises en place.

Tel que l'indique la liste à la fin de l'alinéa 7.2 (i)b), l'ajout de conditions aux permis, au moment de renouveler les permis, est l'une des options qui obligent les titulaires de permis à se conformer à de nouveaux documents d'application de la réglementation ou à de nouvelles normes. De nouvelles normes et de nouvelles exigences sont insérées de façon systématique aux permis d'exploitation au moment de les renouveler. Ceci est considéré comme l'un des points forts du système canadien. Avant d'insérer un nouveau REGDOC ou une nouvelle norme dans un permis, la CCSN consulte les titulaires de permis sur le libellé des nouvelles conditions de permis proposées et aborde avec eux le besoin d'une période de transition et d'un plan de mise en œuvre pour atteindre la pleine conformité. La mise en œuvre des documents d'application de la réglementation de la CCSN nécessite souvent une série de consultations dont des ateliers conjoints CCSN-secteur nucléaire et des visites dans les centrales nucléaires par le personnel de la CCSN.

Pour tenir compte des leçons tirées de l'accident de Fukushima, le Groupe de travail de la CCSN sur cet accident a examiné la possibilité d'ajouter de nouveaux documents d'application de la réglementation ou de nouvelles normes aux permis d'exploitation lors de leur renouvellement ou en appliquant des processus de modification. Le Groupe a déterminé que deux nouvelles exigences de sûreté devraient être ajoutées graduellement (à moyen et à long terme) aux permis d'exploitation de centrale nucléaire. Celles-ci seraient liées à deux nouveaux documents

d'application de la réglementation, l'un traitant de la gestion des accidents (voir l'alinéa 19(iv)) et l'autre des programmes d'information publique (voir l'alinéa 9c)).

Au cours de la période de référence, les permis des centrales de Pickering-A, de Pickering-B, De Gentilly-2 et de Point Lepreau ont été renouvelés.

Prolongation de la durée de vie dans le cadre d'un permis d'exploitation

La durée de vie nominale typique d'un réacteur CANDU au Canada est d'environ 30 ans, après quoi il faut réévaluer la situation afin de démontrer qu'il est justifié de poursuivre l'exploitation. Puisque la durée d'un permis est habituellement cinq ans, les activités liées à la prolongation de la durée de vie sont régies en partie par les conditions du permis d'exploitation qui sont en vigueur avant d'entreprendre la prolongation de la durée de vie, pendant les activités de prolongation de la durée de vie et pendant la remise en service à la suite de ces activités.

Le document de la CCSN RD-360, *Gestion de la durée de vie des centrales nucléaires* donne des éléments d'orientation sur la manière d'exécuter les projets de réfection afin qu'ils soient conformes aux exigences réglementaires. Il décrit aussi les examens intégrés de sûreté (EIS) et les plans intégrés de mise en œuvre correspondants.

Conformément au document RD-360, les titulaires de permis qui planifient un projet de prolongation de la durée de vie doivent effectuer un EIS en se fondant sur l'orientation fournie par l'AIEA². Un EIS est une évaluation approfondie de la conception, de l'état et de l'exploitation d'une centrale. L'appellation EIS est utilisée au lieu de bilan périodique de sûreté (BPS) parce que le bilan est effectué une seule fois pour un projet de prolongation de la durée de vie. Un EIS procure une vue d'ensemble de la sûreté d'une centrale et permet au titulaire de permis de déterminer les modifications raisonnables et pratiques à apporter pour améliorer la sûreté de l'installation à un niveau se rapprochant de celui des centrales modernes et pour faciliter l'exploitation à long terme. Les EIS tiennent compte de l'OPEX au Canada et partout dans le monde, des nouvelles connaissances provenant des activités de recherche et de développement, et des progrès de la technologie.

Le document RD-360 stipule que les centrales nucléaires devraient respecter des objectifs de sûreté modernes et de haut niveau en matière d'exploitation sûre et sécuritaire tout au long de leur durée de vie. On s'attend à ce que les titulaires de permis se conforment à la LSRN, à la *Loi canadienne sur l'évaluation environnementale* (LCEE), et aux règlements connexes, ainsi qu'aux conditions de leur permis pendant toute la période du projet de prolongation de la durée de vie de la centrale et la période d'exploitation qui suivra. Dans l'optique de son mandat en matière de réglementation, la CCSN s'attend à ce que les titulaires de permis puissent démontrer que les objectifs suivants sont respectés pour tout projet de prolongation de la durée de vie d'une centrale nucléaire :

- la portée technique du projet tient compte des résultats d'une EE (voir l'alinéa 17(iii)b)) et d'un EIS et elle est suffisamment bien incorporée à un programme intégré de mise en œuvre
- les programmes et processus tiennent compte des besoins particuliers du projet
- le projet est planifié et mis en œuvre de façon appropriée

² Le document RD-360 cite le guide de sûreté NS-G-2.10 de l'AIEA, qui a été remplacé en 2013 par le guide de sûreté spécifique de l'AIEA SSG-25, *Periodic Safety Review for Nuclear Power Plants*.

Le programme intégré de mise en œuvre fait ressortir les forces et les faiblesses de chacun des facteurs de sûreté découlant de l'EIS, les classe en fonction de leur importance en matière de sûreté, et établit la priorité des mesures correctives et des améliorations à la sûreté.

La CCSN prépare présentement la deuxième version du document RD-360 qui accroîtra le nombre d'options que les titulaires pourront choisir pour a) exploiter leurs centrales au-delà de leur durée de vie nominale originale et b) mettre fin à l'exploitation commerciale de celles-ci. La période de consultation du public sur ce document s'est terminée à la fin de 2012. Il est prévu que la nouvelle version du document RD-360 sera disponible au cours de la prochaine période de référence.

Dans le cadre d'un EIS, les titulaires de permis effectuent un examen de leurs centrales nucléaires en fonction de normes et de pratiques modernes. Les écarts décelés sont examinés et, dans la mesure du possible, des mises à niveau sont intégrées au plan d'amélioration intégré. On s'attend à ce que les titulaires de permis combent les écarts autant que cela est raisonnablement possible de le faire.

La détermination de l'état des SSC liés à la sûreté est une partie importante de l'évaluation.

Les permis d'exploitation de centrale nucléaire ont été modifiés pour y ajouter des conditions relatives au contrôle réglementaire des projets de prolongation de la durée de vie. L'approbation de redémarrer un réacteur ne sera accordée que si le titulaire de permis démontre qu'il satisfait à toutes les conditions de permis pertinentes.

Les paragraphes qui suivent décrivent l'approche générale suivie dans le cas des travaux de prolongation de la durée de vie exécutés au cours de la période de référence. Les évaluations liées à ces travaux sont décrites à l'alinéa 14(i)g). Les améliorations apportées à la sûreté au cours de ces travaux sont décrites à l'annexe 18(i).

Réfection de la centrale de Bruce-A

La réfection des tranches 1 et 2, dans le but de prolonger leur durée de vie et de poursuivre leur exploitation, a été complétée au cours de la période de référence. Ceci a été effectué conformément à l'orientation fournie dans le RD-360 de la CCSN. Bruce Power a complété une évaluation exhaustive de la sûreté, y compris un EIS dont les résultats ont été pris en compte dans le cadre du projet de remise en service de cette centrale.

Réfection de la centrale de Point Lepreau

La réfection de la centrale Point Lepreau, dans le but de prolonger sa durée de vie et de poursuivre son exploitation, a été complétée au cours de la période de référence. Sa réfection revêt un intérêt particulier parce que l'accident de Fukushima est survenu au cours de celle-ci. Plusieurs des améliorations possibles de la sûreté cernées par le Groupe de travail de la CCSN avaient été ou étaient déjà en voie d'être mises en œuvre par la direction de la centrale dans le cadre de la réfection. Ceci a démontré l'efficacité du processus des EIS comme mécanisme servant à cerner les améliorations tangibles de la sûreté à apporter et pour déterminer leur priorité.

Prolongation de manière progressive de la durée de vie de la centrale de Pickering-B

Un examen intégré de sûreté (EIS) approfondi a été effectué en 2010 afin d'évaluer les différentes options s'offrant à OPG pour le maintien en service de la centrale de Pickering-B. OPG a éventuellement décidé qu'il était préférable de prolonger la durée de vie de la centrale de manière progressive au lieu de mettre fin à son exploitation ou d'effectuer sa réfection (pour plus de renseignements, voir l'alinéa D.2 de l'introduction). L'EIS a fourni des données de grande valeur pour le plan de maintien en exploitation de la centrale et celui portant sur son exploitation durable, qui ont été élaborés en 2010 et 2011, respectivement.

En 2010, OPG a élaboré un plan de maintien en exploitation afin de documenter les mesures relatives au fondement technique requises pour justifier la prolongation de la durée de vie des tranches de la centrale de Pickering-B de manière progressive jusqu'à la fin de 2020. Le plan incorpore les améliorations nécessaires pour régler des questions soulevées par l'EE et l'EIS effectués pour la centrale Pickering-B. Le plan de maintien en exploitation est mis à jour à chaque année. OPG s'est servie d'une ébauche du document RD-360 de la CCSN, *Prolongement de la durée de vie des centrales nucléaires* pour déterminer de façon systématique les activités devant être complétées pour établir le fondement technique en appui à la poursuite de l'exploitation des tranches de la centrale de Pickering-B. Depuis 2011, OPG a complété la moitié des activités dans le plan de maintien en exploitation de la centrale de Pickering-B, les autres activités devant être complétées avant que la période de prolongation de la durée de vie de manière progressive ne débute.

OPG a élaboré en 2011 un plan d'exploitation durable des centrales de Pickering-A et de Pickering-B qui documente les stratégies, l'orientation et les mesures prévues pour tenir compte des défis, contraintes et risques particuliers liés à l'approche de la fin de la période d'exploitation commerciale. Le plan d'exploitation durable, qui est également mis à jour chaque année, décrit les dispositions et les activités requises pour démontrer que l'exploitation sûre et fiable des centrales de Pickering sera maintenue et soutenue, dans chacun des 14 domaines de sûreté et de réglementation de la CCSN, au cours de la période d'exploitation jusqu'à ce que chacune des tranches soit mise en état d'arrêt de façon définitive. Pour la plupart des domaines de sûreté et de réglementation, on n'anticipe pas de changements au niveau des programmes. Les changements et les plans portent principalement sur des questions qui concernent le personnel et les affaires et qui ont une incidence sur la durée de vie prévue de la centrale. Le plan d'exploitation durable couvre également certains renseignements préliminaires sur les premières étapes du déclassement.

Projet d'amélioration des permis

Le projet d'amélioration des permis de la CCSN pour les installations de catégorie I a débuté en 2008 dans le cadre du Plan harmonisé. Tel que défini dans le *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I*, celles-ci comprennent les centrales nucléaires et les réacteurs de recherche (installations de catégorie IA) ainsi que les installations de catégorie IB comme celles servant à la fabrication de combustible. Le projet a été entrepris afin de prendre en considération les questions particulières suivantes :

- un manque de précision en ce qui a trait à quels aspects des dispositions adoptées par les titulaires de permis sont assujetties aux permis
- la difficulté pour les titulaires de permis de faire une distinction entre les différentes exigences, les critères de conformité utilisés par le personnel de la CCSN et les éléments d'orientation fournis aux titulaires de permis n'étaient pas clairs
- des changements administratifs à faible risque nécessitaient de nombreuses modifications des permis par la Commission

Le projet a permis d'élaborer une nouvelle forme et un nouveau contenu pour les permis d'exploitation des installations de catégorie I, en se fondant sur :

- les exigences de la LSRN, du *Règlement général sur la sûreté et la réglementation nucléaires* et le *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I*
- les attentes de la CCSN qui sont documentées
- les normes et pratiques réglementaires nationales et internationales, y compris celles d'autres agences fédérales et provinciales œuvrant dans des domaines tels que la santé et la sécurité conventionnelles et les enveloppes sous pression (afin d'éliminer les chevauchements)
- le fondement des permis actuels et l'expérience de leur application
- les consultations auprès de parties intéressées internes et externes

Au cours de la période de référence, le projet a permis d'atteindre une plus grande uniformité au niveau de la forme des permis des installations importantes que la CCSN réglemente. Dans le cas des centrales nucléaires, au moment de renouveler les permis, la Commission a délivré dans tous les cas un permis d'exploitation suivant la structure et la forme améliorées et simplifiées. Voici les avantages de la nouvelle structure et de la nouvelle forme :

- une diminution importante du nombre de demandes d'approbation devant être soumises par le titulaire de permis, ainsi que du nombre de modifications de permis à faible risque nécessitant l'approbation de la Commission
- l'élimination de conditions redondantes
- des permis clairs, bien définis et simplifiés harmonisés, dans la mesure du possible, aux domaines de sûreté et de réglementation définis par la CCSN
- une diminution du fardeau réglementaire pour les titulaires de permis, sans compromettre la sûreté
- une utilisation plus efficace des ressources de l'organisme de réglementation
- un processus qui aide le personnel de la CCSN à acquérir et maintenir une connaissance des dossiers d'autorisation

La première condition des nouveaux permis d'exploitation simplifiés stipule que les titulaires de permis doivent exploiter leurs centrales nucléaires conformément à son fondement d'autorisation (tel qu'indiqué à l'alinéa 7.2(ii)). Le titulaire de permis peut apporter des améliorations aux

dispositions qu'il a prises, à ses activités d'exploitation et à la conception de l'installation pourvu que ces améliorations respectent le fondement d'autorisation et sont mises en œuvre conformément à son système de gestion. Le titulaire de permis doit cependant obtenir l'approbation de la Commission s'il désire apporter une modification débordant du cadre du fondement d'autorisation. La deuxième condition des permis d'exploitation simplifiés stipule que le titulaire de permis doit informer la CCSN lorsqu'il apporte des changements aux documents faisant partie de la partie iii du fondement d'autorisation (celle-ci étant définie à l'alinéa 7.2(ii)a)).

Un aspect important de la structure révisée des permis est l'introduction du manuel des conditions de permis (MCP). Outil d'information à l'intention des titulaires de permis et du personnel de la CCSN, le MCP rassemble en un seul document tous les renseignements, explications, attentes et processus connexes servant à définir et interpréter les conditions de permis et à en effectuer le contrôle. Le MCP devrait être lu en même temps que le permis.

Le MCP fait un lien entre chaque condition du permis et les critères de vérification de la conformité que le personnel de la CCSN utilise pour confirmer la conformité aux conditions du permis. Les critères de vérification de la conformité que l'on retrouve dans le MCP des centrales nucléaires sont tirés du fondement d'autorisation.

Le MCP englobe également la gestion des dossiers et des documents, y compris le processus suivi par le titulaire de permis pour informer la CCSN des modifications apportées aux documents faisant partie de la partie iii du fondement d'autorisation.

Les critères de vérification de la conformité dans le MCP documentent les plans de mise en œuvre, les points à régler et les dates des étapes de transition pour des conditions spécifiques du permis. Ces critères indiquent les dernières révisions ainsi que les dates d'entrée en vigueur des documents d'application de la réglementation de la CCSN et des normes du secteur nucléaire cités dans le permis. Ils fournissent également des renseignements relatifs à l'obtention de l'approbation de la Commission ou de l'accord du personnel de la CCSN pour des changements particuliers et à l'examen des autres changements que le titulaire de permis apporte à ses documents.

Les MCP des centrales nucléaires contiennent des éléments d'orientation et des recommandations pour chacune des conditions du permis, ceux-ci étant sous forme de suggestions ou de conseils non obligatoires sur la manière dont les titulaires de permis peuvent se conformer à la condition du permis ou, d'une autre manière, améliorer le rendement en matière de sûreté dans le domaine que couvre la condition du permis.

Conformément à la nouvelle forme des permis d'exploitation simplifiés, si un titulaire de permis ou la CCSN propose de modifier un REGDOC ou une norme citée dans le permis, ceci peut être effectué par le personnel de la CCSN pourvu que le niveau de la sûreté associé à la nouvelle version est au moins équivalent à celui de la version actuelle. Une telle modification serait consignée dans le MCP par le directeur général de la réglementation des centrales nucléaires. À titre de comparaison, la forme précédente des permis d'exploitation des centrales exigeait d'obtenir l'approbation de la Commission pour modifier le permis de sorte à apporter une modification de ce type. En établissant les exigences de cette façon, la CCSN améliore son efficacité.

Recommandation R4 résultant de la mission initiale du SEIR en 2009

« La CCSN devrait mener à bien son projet de réforme des permis et documenter les processus et modalités applicables aux installations nucléaires de catégorie I, aux installations de gestion des déchets et aux mines et usines de concentration d'uranium afin de s'assurer que tout changement apporté au permis, y compris au fondement d'autorisation, n'entraîne pas une quantité disproportionnée de travail qui ne serait pas fonction du risque potentiel associé au changement proposé. »

L'équipe d'examen par les pairs qui a participé à la mission de suivi du SEIR en 2011 a observé que des progrès adéquats avaient été effectués au chapitre de la réforme des permis. Tous les types de permis faisant l'objet de cette recommandation sont en voie d'être convertis graduellement à une nouvelle forme plus simple et plus uniforme qui permettra de réduire le nombre de modifications requises ainsi que l'effort requis pour les apporter. Dans tous les cas, les nouveaux permis sont accompagnés d'un MCP. Pour cette raison, l'équipe d'examen par les pairs a clos le dossier lié à la recommandation R4.

À la fin de la période de référence, tous les permis d'exploitation de centrale nucléaire avaient été délivrés selon la nouvelle forme simplifiée et chacun d'eux était accompagné d'un MCP spécifique à la centrale nucléaire. Des formulaires génériques ont été préparés pour les permis d'exploitation de centrale nucléaire et leurs MCP afin de maximiser l'uniformité entre les centrales nucléaires. Au moment de renouveler le permis d'exploitation d'une centrale nucléaire, ces formulaires sont utilisés pour préparer le permis et le MCP de la centrale.

Suggestion S5 résultant de la mission initiale du SEIR en 2009

« Dans le cadre du projet de réforme des permis, la CCSN devrait déterminer si d'autres approches comportant des permis de plus longue durée et une délégation plus grande des pouvoirs ne permettraient pas d'améliorer l'efficacité et l'efficience du programme. »

L'équipe d'examen par des pairs qui a participé à la mission de suivi du SEIR en 2011 a constaté que le projet de réforme contribuait à améliorer l'efficacité (voir la recommandation R4 ci-dessous). Pour cette raison, l'équipe d'examen par les pairs a clos le dossier lié à la suggestion S5.

7.2(iii) Programme d'inspections et d'évaluations réglementaires

La Commission délivre des permis aux demandeurs qui possèdent les compétences pour exploiter la centrale nucléaire et qui vont préserver la santé et la sécurité des personnes et protéger l'environnement de façon adéquate, conformément au paragraphe 24(4) de la LSRN. L'article 30 de la LSRN autorise le personnel de la CCSN à effectuer des inspections afin de s'assurer du respect, par les titulaires, des exigences réglementaires et des conditions du permis. Effectuées aux termes de l'alinéa 24(4)b) de la LSRN, ces inspections visent à confirmer que le titulaire de permis a pris des mesures appropriées pour assurer de façon adéquate la préservation de la santé et de la sécurité des personnes, la protection de l'environnement, le maintien de la sécurité nationale et le respect des obligations internationales que le Canada a assumées. Ces mesures couvrent les domaines énumérés à l'annexe C.

La politique d'application de la réglementation P-211 de la CCSN, *La conformité*, stipule que la CCSN et les titulaires de permis doivent prendre les mesures qu'ils jugent raisonnables et

nécessaires pour maximiser le degré de conformité aux exigences réglementaires des personnes et organismes assujettis à la LSRN. La politique stipule également que la CCSN doit concevoir et mettre en œuvre un programme de conformité qui tient compte :

- du risque (pour la santé et la sécurité des personnes, pour l'environnement et pour la sécurité nationale)
- du respect des mesures de contrôle et des obligations internationales que le Canada a assumées
- des antécédents en matière de conformité de la personne ou organisme assujetti à la LSRN

La politique est mise en œuvre par l'intermédiaire du processus de conformité qui est appliqué à l'échelle de l'organisme (un des processus essentiels du système de gestion de la CCSN, voir l'alinéa 8.1d)). Le processus de conformité intègre tous les éléments de la conformité, ceux-ci étant :

- les mesures visant à promouvoir la conformité
- les vérifications pour s'assurer que les titulaires de permis se conforment aux exigences et attentes
- les mesures de contrôle rétroactives visant à contraindre les titulaires de permis à se conformer (décrites à l'alinéa 7.2(iv))

Le processus de conformité fournit des renseignements servant au processus de délivrance initiale des permis et au processus de renouvellement de ceux-ci, ces derniers étant décrits à l'alinéa 7.2(ii).

7.2(iii)a) Promotion de la conformité

La promotion de la conformité désigne toutes les activités destinées à promouvoir le respect des exigences légales. Elle vise à favoriser l'atteinte d'un niveau maximal de conformité en renforçant les facteurs qui lui sont favorables et en atténuant ceux qui lui sont nuisibles. La promotion de la conformité comprend entre autres la consultation, la reconnaissance d'un bon rendement, la collaboration avec d'autres organismes de réglementation, ainsi que la diffusion de renseignements à ceux qui sont réglementés sur les exigences réglementaires et les normes ainsi que sur les raisons d'être de celles-ci. Concrètement, les activités de promotion de la conformité incluent des séances de formation, des séminaires, des ateliers et des conférences.

7.2(iii)b) Vérification de la conformité

Généralités

La vérification désigne toutes les activités permettant de déterminer si les programmes et le rendement des titulaires de permis satisfont aux exigences réglementaires et aux critères d'acceptation et à documenter le tout. Les activités de vérification comprennent :

- les inspections de type I qui sont des vérifications des programmes ou processus-des titulaires de permis et de leur mise en œuvre
- les inspections de type II qui sont axées sur le rendement ou les résultats des programmes ou processus, y compris les rondes sur le terrain de même que les inspections régulières et la-surveillance des systèmes
- les examens documentaires, c'est-à-dire les examens des documents soumis à la CCSN par les titulaires de permis (ou les demandeurs)

- la surveillance, ou la surveillance en continu, qui comprend l'examen des dossiers des centrales; la participation à des réunions portant sur l'exploitation, la remise en service ou la planification des arrêts; les tournées d'inspection sur le terrain

Les examens documentaires comprennent les examens des documents des titulaires de permis comme les rapports d'analyse de la sûreté des centrales, les rapports trimestriels et les rapports d'événements, en fonction des exigences pertinentes. Pour d'autres exemples de rapports que les titulaires de permis soumettent à la CCSN, voir l'annexe 7.2(iii)b). Des procédures de travail à usage interne de la CCSN sont disponibles pour effectuer certains examens documentaires particuliers afin de s'assurer qu'une approche uniforme est suivie et que l'efficacité des activités de réglementation sont optimisées.

Des examens documentaires sont également effectués lorsque les titulaires de permis proposent certains changements à leurs activités d'exploitation, leurs documents, etc. Dans certains cas, de tels changements nécessitent l'approbation de la Commission ou l'accord du personnel de la CCSN avant qu'ils ne soient effectués, selon les conditions du permis. Le personnel de la CCSN effectuerait alors des examens documentaires pour confirmer que le fondement d'autorisation de l'installation serait toujours respecté si le changement était effectué. Dans le cas des changements ne nécessitant pas une telle approbation ou un tel accord, le personnel de la CCSN pourrait quand même effectuer des examens similaires pour confirmer que le changement n'entraîne pas une dérogation au fondement d'autorisation.

En général, les critères d'acceptation utilisés pour effectuer la vérification de la conformité à l'aide d'examens documentaires peuvent s'inspirer de deux sources : les critères de vérification de la conformité énoncés dans le MCP, celui-ci découlant du fondement d'autorisation et les critères qui ne se trouvent pas dans le MCP mais qui s'inspirent d'une ou de plusieurs des sources suivantes :

- les documents de la CCSN donnant des précisions sur la façon par laquelle la Commission se propose d'appliquer les exigences réglementaires
- les renseignements fournis à la Commission par les titulaires de permis décrivant comment ils comptent se conformer aux exigences réglementaires dans l'exercice de leurs activités autorisées
- les avis d'experts émis par le personnel de la CCSN, y compris les renseignements sur les meilleures pratiques du secteur nucléaire

Inspections

Les inspections comprennent habituellement des entrevues avec le personnel du titulaire de permis, des examens des documents, des données, des registres et des rapports d'événement ainsi que des vérifications sur le terrain de l'alignement des composants des systèmes.

Certaines inspections consistent à surveiller des activités des titulaires de permis pendant qu'elles se déroulent (p. ex. des exercices ou des mises en état d'arrêt). D'autres activités de surveillance permettent de faire la collecte en temps réel de renseignements sur le rendement du titulaire de permis et sur des problèmes qui peuvent survenir.

Les inspections de type I sont planifiées dans les moindres détails, les critères d'approbation étant énoncés à l'avance. Les membres du personnel de la CCSN chargés de procéder à ces inspections sont choisis en fonction du domaine à évaluer et ils comprennent habituellement des spécialistes de l'administration centrale et des inspecteurs en poste à la centrale. Les inspecteurs

en poste aux centrales sont désignés en vertu de la section 29 de la LSRN et les différents pouvoirs qu'ils possèdent, de même que les limites de ces pouvoirs, sont décrits aux sections 30 à 35 de cette loi (pour plus de renseignements, voir l'alinéa 8.1b)). Généralement, le chef d'une équipe d'inspection est un inspecteur en poste à une centrale et il est épaulé par des spécialistes techniques. Le titulaire de permis est prévenu de l'inspection qui sera effectuée ainsi que du domaine visé. Des rencontres sont prévues au début et à la fin de l'inspection, auxquelles s'ajoutent des séances quotidiennes d'information. Les résultats sont consignés dans un rapport de la CCSN destiné au titulaire de permis et les mesures de suivi nécessaires, assorties de dates cibles, sont entrées aux registres.

Les inspections de type I servent à évaluer les programmes des titulaires de permis qui se rapportent aux sujets énumérés à l'appendice C.

Le personnel de la CCSN effectue des inspections de type II pour évaluer la conformité. Au cours de la période de référence, un ensemble de guides d'inspection ont été mis à jour et d'autres guides ont été élaborés en soutien à ces inspections. Les guides sont mis à jour en continu afin de tenir compte de l'état actuel du programme de conformité de la CCSN et des changements apportés au fondement d'autorisation.

Les résultats des inspections de type II sont transmis au titulaire de permis par lettre.

Bien que la plupart des inspections soient planifiées et que leurs horaires soient fixés en consultation avec les titulaires de permis, les inspecteurs peuvent effectuer et effectuent des inspections imprévues pour tenir compte des événements et d'autres constatations.

Par exemple, immédiatement après l'accident de Fukushima, le personnel de la CCSN en poste aux centrales nucléaires canadiennes a effectué des tournées d'inspection sur le terrain dans ces centrales afin de vérifier l'état de la préparation aux urgences des titulaires de permis pour faire face aux dangers externes et aux accidents graves. Cette inspection a été effectuée afin que la CCSN puisse donner à la Commission et au public canadien l'assurance que certains facteurs qui avaient contribué à l'accident au Japon avaient été vérifiés de façon particulière. Ces facteurs avaient trait aux séismes, aux incendies, à la disponibilité et à l'état de l'alimentation électrique de secours, aux allumeurs d'hydrogène et aux piscines de stockage du combustible usé. L'état de préparation du personnel d'urgence et des équipements installés a également été vérifié, et aucune mesure n'a été exigée des titulaires de permis après ces inspections. Pour plus de renseignements, voir le *Rapport national du Canada pour la deuxième réunion extraordinaire de la Convention*.

Dans le but de renforcer l'efficacité, la cohérence et la clarté de la réglementation, le programme de conformité de la CCSN comporte un ensemble planifié d'inspections de référence. Cet ensemble représente les activités minimales de conformité requises pour vérifier que les titulaires de permis se conforment aux exigences réglementaires. Il a été établi en choisissant un nombre d'inspections (et d'examen de documents) ainsi que des activités de promotion s'appliquant à une centrale typique ayant une exploitation typique (p. ex. couvrant les programmes énumérés à l'appendice C de même que les systèmes et les domaines énumérés au tableau 1 de l'annexe 7.2(iii)b)). Les inspections ont ensuite été associées aux domaines de sûreté et de réglementation de la CCSN. L'ensemble de référence a ensuite été ajusté afin qu'il constitue un ensemble raisonnable d'inspections pour un titulaire de permis ayant obtenu des cotes de rendement acceptables pour les différents domaines de sûreté et de réglementation au cours de la période précédente.

L'exécution des activités réglementaires de référence est échelonnée sur une période de cinq ans, soit la durée typique d'un permis d'exploitation d'une centrale nucléaire au Canada. Pour tout domaine de sûreté et de réglementation pour lequel la cote de rendement attribuée au rendement du titulaire de permis est « inférieur aux attentes », des principes de gestion en fonction du risque sont utilisés pour déterminer les activités circonscrites que le personnel de la CCSN effectuera au cours de la prochaine période pour renforcer les inspections de référence. La surveillance comprend une revue trimestrielle des résultats de toutes les inspections.

L'équipe d'examen par les pairs qui a participé à la mission initiale du SEIR en 2009 a fait l'éloge de l'approche en fonction du risque utilisée par la CCSN, mentionnant dans son rapport : « le recours à des inspections ciblées pour concentrer les ressources limitées de la CCSN sur le rendement inadéquat constitue un bon exemple de l'optimisation de l'usage de ces ressources dans le but d'encourager les titulaires de permis à améliorer leur rendement sur le plan de la réglementation » (bonne pratique G11).

Certaines améliorations au programme d'inspection des centrales nucléaires ont été apportées dans le cadre du Plan harmonisé de la CCSN. Par exemple, des procédures, des formulaires et des guides seront préparés afin d'améliorer la cohérence et l'efficacité des inspections des installations de catégorie I.

Recommandation R8 résultant de la mission initiale du SEIR en 2009

« La CCSN devrait revoir les modalités d'inspection des installations de catégorie I et faire en sorte qu'elles soient cohérentes et uniformes, tant à l'intérieur des secteurs d'activité qu'entre eux. »

L'équipe d'examen par les pairs qui a participé à la mission de suivi du SEIR en 2011 a constaté que la CCSN avait élaboré un processus exhaustif intitulé « Comment réaliser une inspection » qui s'applique à tous les secteurs d'activités (pas seulement aux installations de catégorie I, celles-ci comprenant les centrales nucléaires). Tenant compte du niveau d'intégration de ce processus aux processus et procédures spécifiques aux secteurs d'activités, l'équipe d'examen par les pairs a clos le dossier lié à la recommandation R8, sur la base des progrès réalisés et étant confiante qu'ils se poursuivront.

Le programme de formation et de qualification des inspecteurs est un autre programme de la CCSN qui a également contribué à rehausser la cohérence et l'uniformité des inspections (pour plus de renseignements, voir l'alinéa 8.1c)).

Réponse à l'accident de Fukushima – processus de conformité

Le Groupe de travail de la CCSN sur Fukushima a examiné les programmes de la CCSN visant à vérifier que les titulaires de permis se conforment aux exigences de la CCSN. Le Groupe de travail a conclu que le personnel de la CCSN devrait examiner le programme de conformité afin de cerner les améliorations devant être apportées une fois que les changements prévus au cadre de réglementation seront faits. Présentement, différentes activités de conformité uniques sont réalisées pour évaluer comment les titulaires de permis ont donné suite aux mesures à prendre suite à la suite de l'accident de Fukushima. Le Groupe de travail sur Fukushima élabore présentement un processus pour aider le personnel de la CCSN à déterminer si ces activités de conformité uniques suffisent à cette fin, ou si de nouvelles évaluations correspondant aux nouvelles exigences en voie d'élaboration seront requises. Ceci entraînera une recommandation

d'apporter des changements au contenu des guides d'inspections de la CCSN, conformément au processus actuel d'amélioration en continu de ces guides.

Rapports d'événement, entrée au registre et suivi

Le document S-99 de la CCSN, *Rapports à soumettre par les exploitants de centrales nucléaires*, consolide et donne des précisions sur toutes les exigences réglementaires relatives à la soumission de rapports qui se trouvent dans la LSRN et ses règlements connexes et qui ont trait aux centrales nucléaires. Ce document est incorporé au permis d'exploitation de toutes les centrales nucléaires et comprend des exigences relatives à des rapports devant être soumis selon un horaire prévu (périodique) et de façon aléatoire (les rapports d'événement, par exemple). Les types de rapports devant être soumis conformément à la norme S-99 sont énumérés au tableau 2 de l'annexe 7.2(iii)b).

Pour les événements ou situations les plus importants sur le plan de la sûreté (selon la norme S-99), le rapport préliminaire doit être soumis à la CCSN immédiatement. Les autres rapports préliminaires doivent être soumis la première journée ouvrable après que le titulaire de permis détermine que l'événement ou la situation exige un tel rapport, ou avant. Les événements de moindre importance doivent être rapportés sur une base trimestrielle ou annuelle, afin principalement pour dégager les tendances des problèmes à long terme en matière de sûreté et de réglementation et pour les analyser.

Le personnel de la CCSN évalue l'importance d'événements et de situations qui débordent du cadre normal d'exploitation décrit dans le fondement d'autorisation. Leur importance est déterminée à l'aide de procédures d'exploitation ou en se fondant sur l'avis d'experts. La priorité avec laquelle il faudrait donner suite à l'événement est également déterminée. Les examens effectués par la CCSN n'ont pas pour objet de reprendre ceux déjà effectués par les titulaires de permis mais visent plutôt à s'assurer que ceux-ci ont mis en place des processus appropriés pour permettre, au besoin, la prise des mesures correctives requises, et pour assurer la prise en compte, dans le cadre de l'exploitation quotidienne, des leçons tirées des événements antérieurs. Seuls les événements particulièrement importants sur le plan de la sûreté font l'objet d'un examen approfondi de la part du personnel de la CCSN. Celui-ci peut également faire enquête sur des événements de plus grande importance sur le plan de la sûreté afin de confirmer de manière indépendante que ses causes ont été déterminées correctement et que les mesures correctives choisies sont appropriées.

Le personnel de la CCSN se sert d'une banque de données (élément du système central de suivi des événements, ou SCSE) pour tenir un registre des renseignements concernant les événements rapportés, pour leur assigner un code, pour les classer en fonction de différents critères, pour en dégager les tendances et pour faire un suivi des mesures prises par les titulaires de permis et la CCSN. Le rapport élaboré après la mission initiale du SEIR en 2009 mentionne que « l'outil informatique SCSE conçu pour faciliter le suivi des inspections et des évaluations d'incidents ainsi que des mesures correctives connexes constitue un outil efficace de suivi des événements de même que de ces inspections et de ces mesures correctives » (bonne pratique G12).

Les situations jugées dignes de mention à cause de leur importance pour la préservation de la santé et de la sécurité des personnes, pour la protection de l'environnement, pour le maintien de la sécurité nationale ou pour le respect des obligations internationales font l'objet de rapports préliminaires d'événement (appelés rapports de notification rapide dans le cinquième rapport du

Canada) qui sont soumis à la Commission, rendant ainsi l'information pertinente accessible aux parties intéressées. Le CMD 03-M68 fournit des critères d'orientation devant être utilisés par le personnel de la CCSN lorsqu'il fait le choix des questions à soulever dans de tels rapports.

Indicateurs de rendement

Afin de rendre le processus d'examen plus rigoureux, la CCSN utilise un ensemble de 15 indicateurs de rendement en matière de sûreté qui sont définis dans le document S-99 de la CCSN. Le personnel de la CCSN se sert de ces indicateurs pour :

- établir les seuils opérationnels de sûreté acceptables
- faire un suivi des tendances importantes de l'exploitation du point de vue de la sûreté, et dans certains cas, de comparer le rendement des différentes centrales nucléaires
- évaluer et décrire sommairement le rendement des titulaires de permis en matière de sûreté et en faire rapport
- appliquer le processus de renouvellement de permis, effectuer les examens annuels du rendement des centrales nucléaires, et préparer les rapports annuels intitulés *Évaluation intégrée en matière de sûreté des centrales nucléaires au Canada par le personnel de la CCSN*

Les indicateurs de rendement comprennent les cinq domaines suivants du rendement des centrales nucléaires : l'exploitation, l'entretien, la sécurité de la population, la sécurité des travailleurs et la conformité. Un renvoi dans les permis d'exploitation au document S-99 de la CCSN oblige les titulaires de permis des centrales nucléaires au Canada à faire rapport à la CCSN au sujet de ces indicateurs de rendement.

Les indicateurs de rendement de la CCSN sont décrits à l'annexe 7.2(iii)b).

Sommaire annuel

Le personnel de la CCSN prépare un rapport annuel, à l'intention de la Commission et du public, sur le rendement en matière de sûreté de toutes les centrales nucléaires au Canada. Ce rapport, intitulé *Évaluation intégrée en matière de sûreté des centrales nucléaires au Canada par le personnel de la CCSN*, intègre toutes les données recueillies lors des inspections effectuées par le personnel de la CCSN dans ces centrales. Le système d'attribution de cotes de rendement décrit à l'appendice F est utilisé pour présenter dans ces rapports un sommaire de l'évaluation du rendement dans chacun des domaines de sûreté et de réglementation ainsi qu'une cote intégrée de rendement pour chacune des centrales nucléaires. Le document établit des comparaisons, dans la mesure du possible, présente les moyennes, dégage les tendances et met en lumière les questions importantes qui concernent l'ensemble des entreprises du secteur nucléaire. Différents indicateurs de rendement sont également utilisés pour illustrer le rendement en matière de sûreté. De même, ces rapports annuels décrivent les développements, initiatives, questions et défis d'importance au cours de l'année en ce qui a trait à l'exploitation des centrales nucléaires.

Au cours des trois années de la période de référence, toutes les centrales nucléaires ont répondu aux exigences et attentes de la CCSN dans tous les 14 domaines de sûreté et de réglementation, à deux exceptions près (toutes deux en 2010). Dans les deux cas où le rendement ne répondait pas aux attentes de la CCSN, les titulaires de permis ont mis en œuvre des plans d'action corrective pour éliminer les lacunes. L'appendice F contient un tableau sommaire des cotes de rendement attribuées au cours de la période de référence. Les cotes attribuées dans certains domaines de

sûreté et de réglementation sont également mentionnées dans des sections spécifiques de ce rapport, lorsque approprié.

En soutien à l'atteinte des objectifs des programmes réglementaires d'autorisation et de conformité relatifs aux centrales nucléaires, le document S-99 de la CCSN, publié en 2003, sera éventuellement remplacé par une norme plus moderne sur les rapports à soumettre. Cette norme, le nouveau REGDOC-3.1 de la CCSN, établira les exigences à l'égard des rapports d'événement et de surveillance de la conformité devant être soumis et qui sont utilisés par le personnel de la CCSN pour effectuer la gestion des programmes de réglementation. Il comprendra des critères sur les rapports à soumettre qui tiennent compte des nouveaux domaines de sûreté et de réglementation de la CCSN, des indicateurs modernes du rendement en matière de sûreté, des processus de gestion des activités de soumission de rapports et du projet de la CCSN visant l'amélioration des permis. Il contribuera à simplifier les critères des conditions de permis que l'on retrouve dans les MCP.

Les énoncés suivants décrivent d'autres objectifs pris en compte pour l'élaboration du document REGDOC-3.1 :

- l'élimination des chevauchements qui existent entre les exigences en matière de rapports à soumettre que l'on retrouve dans le document S-99 et celles dans la LSRN, dans les règlements et dans d'autres outils de réglementation
- la simplification du processus de soumission des rapports en séparant la partie relative aux rapports d'événement de celle portant sur les rapports de conformité
- la rationalisation des exigences en matière de rapports à soumettre par le secteur nucléaire

Le document REGDOC 3.1 présentera les exigences de la CCSN ayant trait aux seuils servant à déterminer quand les titulaires de permis de centrale nucléaire en exploitation doivent soumettre un rapport d'événement ou, de leur propre chef, un rapport relatif à la surveillance de la conformité. Les rapports de conformité périodiques sont fondés sur les domaines de sûreté et de réglementation. Les rapports fourniront des renseignements sur les cas de non-conformité que le personnel de la CCSN utilisera à des fins d'analyse et pour déterminer des tendances. Une nouvelle raison d'être sera établie pour les rapports trimestriels et annuels qui servent à démontrer la conformité au permis. Les rapports trimestriels, qui couvrent les indicateurs de rendement en matière de sûreté, sont conçus pour faire ressortir les domaines qui ne sont possiblement pas conformes aux règlements ou aux conditions du permis. Les rapports annuels présentent des renseignements sur l'état des programmes et leur rendement.

Dans le cadre de ce projet, la CCSN met à jour et modernise son ensemble d'indicateurs de rendement liés à la sûreté afin de mieux couvrir les domaines de sûreté et de réglementation.

Il est prévu que le document REGDOC-3.1 sera publié et mis en œuvre au cours de la prochaine période de référence.

7.2(iv) Application

L'application comprend toutes les mesures destinées à contraindre les titulaires de permis à respecter les exigences réglementaires et à prévenir tout manquement. Le choix des mesures d'application est régi par le processus de sélection et de mise en œuvre des mesures d'application de la CCSN, ce processus étant fondé sur une approche graduelle. Il fournit des précisions sur la mise en œuvre efficace des mesures d'application énumérées ci-après et décrit les responsabilités

du personnel de la CCSN et de la Commission pour ce faire. Selon l'approche graduelle, la sévérité des mesures prises dépend de l'importance sur le plan de la sûreté de la non-conformité et d'autres facteurs connexes. Si les mesures d'application initiales ne permettent pas de rétablir la conformité en temps opportun, des mesures d'application de plus en plus contraignantes devront possiblement être prises. La mise en œuvre de mesures d'application de façon graduelle tient compte de facteurs comme :

- l'importance du risque que présente la non-conformité pour la santé et la sécurité des personnes, la sécurité nationale, l'environnement et le respect des obligations internationales
- les circonstances qui ont entraîné la non-conformité (y compris les actes intentionnels)
- le rendement antérieur en matière de conformité
- les contraintes opérationnelles et réglementaires
- les stratégies spécifiques au secteur nucléaire

Les mesures d'application graduelles auxquelles la CCSN pouvait faire appel au cours de la période de référence comprenaient :

- les avis écrits
- le renforcement de la surveillance réglementaire
- les requêtes de la part de la Commission pour des renseignements
- les ordres
- les mesures restrictives à l'égard du permis
- les poursuites

Les deux premiers types de mesure d'application dans la liste (les avis écrits et le renforcement de la surveillance réglementaire) sont moins officiels et ne nécessitent pas la participation de la Commission (ces mesures sont habituellement traitées au niveau du personnel de la CCSN).

Les avis écrits constituent la mesure d'application la plus souvent utilisée dans le cas des centrales nucléaires. Il existe trois types d'avis écrits : les recommandations, les avis d'action et les directives.

Une recommandation est une suggestion par écrit qui vise à apporter une amélioration en s'appuyant sur les bonnes pratiques du secteur nucléaire. À proprement dit, elle ne constitue pas une mesure d'application puisque le titulaire de permis respecte toujours les exigences réglementaires lorsqu'elle est faite.

Un avis d'action est une demande faite par écrit au titulaire de permis afin qu'il prenne des mesures pour corriger une situation anormale qui ne constitue pas une contravention directe à la LSRN, aux règlements pertinents ou à une condition du permis, mais qui peut mettre à risque la sécurité des personnes, la sécurité nationale ou l'environnement, et qui peut entraîner une non-conformité, si elle n'est pas corrigée. Les cas suivants sont des exemples de situations anormales :

- le non-respect d'un des critères de conformité, si ce critère n'est pas stipulé directement dans les règlements applicables ou les conditions du permis
- le non-respect, important mais non systématique, des propres politiques, procédures ou instructions du titulaire de permis qui ont été établies pour se conformer aux exigences du permis (y compris les programmes et processus internes soumis en appui à la demande de permis)

Une directive est une demande par écrit à un titulaire de permis ou à une personne assujettie à des mesures d'application afin qu'il prenne des moyens pour éliminer :

- une non-conformité à la LSRN, aux règlements pertinents ou aux conditions du permis
- un cas de non-respect, global ou soutenu, des documents, politiques, procédures, instructions, programmes ou processus approuvés que le titulaire de permis a établis pour se conformer aux exigences du permis.

Le renforcement de la surveillance réglementaire comprend les activités de vérification mentionnées à l'alinéa 7.2(iii)b).

Tel que mentionné au paragraphe 12(2) du *Règlement général sur la sûreté et la réglementation nucléaires*, la Commission et les personnes autorisées par cette dernière peuvent soumettre une demande aux titulaires de permis. Ce type de demande officielle est peu commun. Elle peut servir à obtenir d'un titulaire de permis qu'il explique comment il prévoit régler un problème que la Commission ou une personne autorisée a soulevé. Par exemple, au cours de la période de référence, de telles demandes ont été soumises aux titulaires de permis des centrales nucléaires pour qu'ils fournissent des renseignements relatifs aux questions de sûreté soulevées à la suite de l'accident de Fukushima. Pour plus de renseignements, voir l'alinéa 8.1.

La LSRN accorde à la Commission, aux inspecteurs et aux fonctionnaires désignés de la Commission l'autorité de donner un ordre sans avis préalable, lorsque qu'il faut faire dans l'intérêt de la santé et de la sécurité des personnes, de l'environnement, du maintien de la sécurité nationale et du respect des obligations internationales que le Canada a assumées. La LSRN comprend des dispositions pour la révision des ordres par la Commission, dont la possibilité d'être entendu pour le titulaire de permis concerné. Les ordres à l'intention des titulaires de permis de centrale nucléaire sont rares – aucun n'a été émis au cours de la période de référence.

Les mesures qui suivent constituent des exemples de mesures restrictives à l'égard des permis :

- Délivrance d'un permis de courte durée ou prorogation de courte durée : La Commission peut délivrer un permis pour une durée plus courte que la normale de sorte à pouvoir considérer à nouveau une question de conformité particulière dans un avenir relativement rapproché. La Commission peut également accorder une prorogation de permis de courte durée, pour que le titulaire de permis dispose de suffisamment de temps pour apporter certaines améliorations ou pour fournir des éclaircissements avant qu'elle n'étudie une demande de renouvellement du permis.
- Modification du permis : Le personnel de la CCSN peut recommander à la Commission de modifier un permis. Le titulaire est informé par écrit de la mesure proposée et il bénéficie alors de la possibilité de se faire entendre par la Commission. Les modifications apportées aux permis, établies au cas par cas, peuvent prendre différentes formes. Entre autres, elles peuvent exiger :
 - l'imposition de limites à la production d'énergie
 - l'obligation d'obtenir le consentement de la Commission avant de mettre le réacteur en marche
 - l'obligation de comparaître régulièrement devant la Commission pour faire rapport des progrès et des améliorations apportées aux programmes d'exploitation et d'entretien
- Révocation de l'accréditation d'une personne

- Suspension ou révocation du permis : Le personnel de la CCSN peut recommander à la Commission de suspendre ou de révoquer un permis. Ces mesures peuvent être prises lorsque l'une des circonstances suivantes se produit :
 - le cas de non-conformité est considéré comme grave
 - le titulaire de permis a été sanctionné par les tribunaux
 - le titulaire de permis a des antécédents de non-conformité
 - la CCSN n'est plus convaincue que le titulaire de permis est en mesure de se conformer aux exigences réglementaires

Le titulaire de permis qui se voit imposer une mesure d'application telle qu'un ordre ou une modification, suspension ou révocation de son permis a le droit d'interjeter un appel auprès de la Commission s'il désire contester cette décision. Si la mesure concerne une modification du permis ou sa suspension ou révocation, le titulaire reçoit normalement un préavis et peut demander à être entendu par la Commission.

Le cas échéant, les poursuites judiciaires peuvent aussi servir de mesure d'application. Au nombre des exemples précis de non-conformité dont la gravité pourrait entraîner des poursuites judiciaires, figurent les suivantes :

- des doses de rayonnement aux membres du public ou aux travailleurs supérieures aux limites réglementaires
- le refus de prendre toute mesure raisonnable pour se conformer à un ordre donné par un inspecteur

Le processus suivi par la CCSN pour choisir et mettre en œuvre les mesures d'application ne comprend pas des activités de suivi des mesures prises en réponse aux mesures d'application. Cependant, au cours de la période de référence, l'élaboration d'un outil de suivi des mesures d'application prises a été complétée dans le cadre du Plan harmonisé afin de faire le suivi des cas de non-conformité et d'aider à s'assurer que les interventions sont appropriées et exécutées en temps opportun.

Suggestion S11 résultant de la mission initiale du SEIR en 2009

« La CCSN devrait continuer de concevoir des outils informatiques facilitant le suivi des mesures à prendre, dans le cadre du Plan harmonisé. »

L'équipe d'examen par les pairs qui a participé à la mission de suivi du SEIR en 2011 a constaté que la CCSN avait complété l'élaboration d'un outil de suivi des mesures à prendre qui entre dans le cadre plus large de la banque d'information réglementaire. Celle-ci est un outil de gestion des activités d'autorisation et de vérification de la conformité. Cet outil fait un lien entre les données provenant des activités réglementaires et les exigences réglementaires connexes afin d'en tirer des constatations (conclusions) réglementaires. Pour cette raison, l'équipe d'examen par les pairs a clos le dossier lié à la suggestion S11.

Au cours de la période de référence, la CCSN a introduit une nouvelle mesure d'application – les sanctions administratives pécuniaires (SAP). Ces dernières sont des peines monétaires imposées par la CCSN, sans l'intervention d'une cour, à la suite d'une violation des exigences réglementaires. Elles peuvent être imposées à toute personne ou entreprise assujettie à la LSRN. Les SAP ont été proposées afin d'améliorer la robustesse et l'efficacité de la fonction d'application et de servir de moyen contraignant crédible, permettant ainsi d'atteindre un degré de conformité plus élevé.

L'introduction des SAP s'effectue en trois étapes. Premièrement, la LSRN a été modifiée en 2012 afin de permettre à la CCSN d'imposer des SAP (voir l'alinéa 7.1a)). Deuxièmement, la CCSN élabore présentement un règlement afin de préciser la nature du programme des SAP.³ Finalement, la CCSN est également en voie d'élaborer les programmes et processus internes pour administrer les SAP, en attendant les résultats de la consultation publique sur le nouveau règlement.

Les modifications apportées à la LSRN fixent les SAP maximales pour les personnes et les entreprises à 25 000 \$ et 100 000 \$, respectivement. Les SAP ne font pas partie du mécanisme de recouvrement des coûts de la CCSN – elles sont payées au Trésor du gouvernement du Canada. Les modifications couvrent les règles au sujet des violations et indiquent qui est autorisé à imposer des SAP et à en faire la révision. Le processus de révision des SAP est fondé sur le processus d'appel de la CCSN présentement en vigueur; les demandes de révision sont entendues par la Commission et le paiement de la SAP est en suspens jusqu'à ce qu'elle soit terminée.

Aux fins de la mise en œuvre des SAP, le projet de règlement propose trois niveaux de violations – faible, moyenne et grande importance sur le plan de la réglementation – chacun ayant une gamme correspondante de sanctions pécuniaires inférieures ou égales au montant maximal établi dans la LSRN. Ce projet de règlement propose que le montant exact d'une SAP soit fondé sur les points suivants :

- le niveau historique de conformité aux exigences réglementaires maintenu par la personne ou l'organisme auteur de la violation
- le degré d'intention de faire ou de négligence manifesté par la personne ou l'organisme auteur de la violation
- le tort causé, ou qui aurait pu être causé, après la violation
- si la violation a entraîné des bénéfices économiques ou concurrentiels pour la personne ou l'organisme qui l'a faite
- si la personne ou l'organisme a pris des mesures raisonnables pour atténuer ou éliminer les conséquences de la violation
- si la personne ou l'organisme a fourni une assistance raisonnable à la CCSN

³ Voir l'alinéa 7.2(i)a), où il est mentionné que les SAP sont en fait entrées en vigueur en juillet 2013, soit après la fin de la présente période de référence.

Article 8 – Organisme de réglementation

1. Chaque Partie contractante crée ou désigne un organisme de réglementation chargé de mettre en œuvre les dispositions législatives et réglementaires visées à l'article 7, et doté des pouvoirs, de la compétence et des ressources financières et humaines adéquats pour assumer les responsabilités qui lui sont assignées.
2. Chaque Partie contractante prend les mesures appropriées pour assurer une séparation effective des fonctions de l'organisme de réglementation et de celles de tout autre organisme ou organisation chargé de la promotion ou de l'utilisation de l'énergie nucléaire.

La CCSN, l'organisme de réglementation nucléaire au Canada, s'efforce d'atteindre l'excellence en matière de réglementation. Sa vision, telle qu'énoncée dans son *Manuel du système de gestion* (décrit à l'alinéa 8.1d)), est « d'être le meilleur organisme de réglementation nucléaire au monde ». Cette vision est appuyée par un engagement à effectuer des auto-évaluations ainsi que des évaluations par des pairs et à apporter des améliorations de façon continue. La CCSN s'efforce de s'ajuster aux circonstances et de tirer des leçons qui surviennent. En 2013, elle a agi comme hôte de la Conférence internationale de l'AIEA sur les systèmes de réglementation nucléaire efficaces afin d'aider à cerner et promouvoir les meilleures pratiques en matière de réglementation. La CCSN appuie fortement les conclusions de la conférence :

- Les examens par les pairs doivent comprendre de façon concrète des plans d'action nationaux et des missions de suivi afin de compléter le processus.
- Bien que les organismes de réglementation effectuent de façon détaillée des évaluations des exigences, programmes et processus réglementaires survenus après des événements opérationnels d'importance, ils n'ont pas en place une méthode pour faire systématiquement la collecte, l'analyse et le partage de l'information sur l'expérience qu'ils acquièrent et ils n'évaluent pas régulièrement les événements et questions de moindre importance qui pourraient contribuer à améliorer de façon continue le processus réglementaire.
- La sûreté des piscines de stockage du combustible usé devrait être examinée en ce qui a trait à des faiblesses évidentes de la défense en profondeur et à de nouveaux mécanismes pour éliminer, autant que possible, la possibilité d'accidents graves.
- Afin de mettre en évidence l'importance des communications, de la coordination et de la cohérence des interventions aux niveaux national et international lors de situations d'urgence, les organismes de réglementation devraient s'assurer que des plans nationaux de communication sont élaborés, mis à l'essai, mis en œuvre et améliorés bien avant qu'un accident ne se produise.
- La mise en place d'un programme d'énergie nucléaire nécessite de régler un grand nombre de questions à long terme relatives à l'infrastructure en matière de sûreté et de sécurité, y compris la mise en place d'un système efficace de réglementation nucléaire ainsi que la détermination des responsabilités qui s'étendent au-delà des frontières. Les organismes de réglementation devraient se servir du processus d'examen par les pairs de l'AIEA le plus tôt possible, faire rapport des résultats ouvertement et prendre les mesures de suivi nécessaires.

- L'augmentation prévue de la production d'énergie de source nucléaire alors que des experts partent à la retraite nécessitera de disposer d'une main-d'œuvre possédant les compétences nécessaires pour faire face aux défis à venir. Un effort international plus cohérent doit toujours être fait et on a demandé à l'AIEA de prendre des mesures supplémentaires à l'égard de ces questions.
- Les organismes de réglementation doivent faire la promotion d'une culture de sûreté et de sécurité qui n'attribue pas de blâme mais qui conserve la notion de responsabilité, en reconnaissant que les gens peuvent faire des erreurs et en faisant la promotion du concept de responsabilité partagée. Une bonne conception de système combinée à de bons choix de comportement de la part du personnel contribuent ensemble à de bons résultats.

(Pour plus de renseignements, consultez le <http://www.iaea.org/newscenter/news/2013/regeffectiveness.html>)

Mission de suivi du SEIR au Canada

Le Canada a accueilli pour la première fois en 2009 une équipe d'inspection du Service d'examen intégré de la réglementation (SEIR). Les résultats de cette mission initiale et les constatations découlant de celle-ci ainsi que les mesures prévues par la CCSN pour y donner suite sont décrits dans le cinquième rapport du Canada.

En décembre 2010, le gouvernement du Canada a demandé qu'une mission de suivi du SEIR soit organisée afin d'examiner les mesures prises pour répondre aux recommandations et aux suggestions découlant de la mission initiale. La CCSN a demandé qu'on y ajoute deux nouveaux domaines d'examen – un nouveau (à ce moment-là) module de base du SEIR axé sur les répercussions de l'accident de Fukushima sur la réglementation et un module sur la réglementation du transport des matières radioactives.

L'équipe d'examen par les pairs qui a participé à la mission de suivi comprenait quinze membres, représentant huit pays ainsi que l'AIEA. Ils ont complété leur examen, y compris un rapport préliminaire de la mission, durant leur visite à la CCSN entre le 28 novembre et le 9 décembre 2011. La mission a consisté en des observations d'activités de réglementation ainsi qu'un nombre d'entrevues et de discussions avec des membres clés du personnel de la CCSN et d'autres organismes, y compris un titulaire de permis et Santé Canada. Des renseignements supplémentaires sur l'approche suivie et les méthodes utilisées sont fournis dans le rapport final de la mission qui a été publié en 2012 et qui est disponible sur le site Web de la CCSN. Ce qui suit est un extrait de ce rapport :

La préparation de la mission par le personnel de la CCSN a été exemplaire. Durant l'examen, le soutien administratif et logistique a été excellent et l'équipe du SEIR a pu compter sur l'entière collaboration du personnel de la CCSN lors des discussions techniques. Les homologues de la CCSN se sont montrés enthousiastes et vivement intéressés à l'idée de discuter des mesures prises pour tenir compte des conclusions précédentes et d'identifier les moyens de nature à améliorer plus avant le cadre de la réglementation et de la sûreté nucléaires au Canada.

Le rapport de la mission de suivi souligne également les points forts suivants du système de réglementation nucléaire au Canada :

- les recommandations et suggestions découlant de la mission du SEIR de 2009 ont été systématiquement prises en compte grâce à la participation active de la haute direction
- la réponse de la CCSN à l'accident survenu à la centrale nucléaire de Fukushima a été rapide, vigoureuse et approfondie
- le cadre de réglementation du transport des matières radioactives est bien établi et adapté à la diversité et au volume des activités de transport au Canada

En ce qui concerne les recommandations et suggestions découlant de la mission initiale du SEIR en 2009, l'équipe d'inspection du SEIR a conclu qu'elles « ont été systématiquement prises en compte au travers d'un plan d'action détaillé. Des progrès considérables ont été réalisés dans plusieurs domaines et de nombreuses améliorations ont été apportées après la mise en œuvre du plan d'action ». Elle a également conclu que 13 des 14 recommandations et 17 des 18 suggestions formulées lors de la mission initiale du SEIR avaient été prises en compte de manière efficace et qu'on pouvait donc considérer que les dossiers correspondants étaient fermés. Pour ce qui est de la seule recommandation de 2009 du SEIR qui est toujours en suspens, à savoir la mise en œuvre de bilans périodiques de sûreté (BPS), elle est présentement prise en compte de manière systématique par la CCSN (voir l'alinéa 14(i)h)). La seule suggestion du SEIR toujours en suspens ne se rapporte pas directement aux centrales nucléaires.

Dans le cas de la réponse à l'accident survenu à la centrale nucléaire de Fukushima, l'équipe d'examen par les pairs qui a participé à la mission de suivi du SEIR a conclu que la réponse de la CCSN avait été rapide, vigoureuse et approfondie. De plus, elle a souligné la bonne pratique suivante (GPF4) qui devrait être adoptée par d'autres organismes de réglementation :

La CCSN a procédé à un examen systématique et approfondi des répercussions et des leçons tirées de l'accident survenu à la centrale nucléaire de Fukushima pour la sûreté des centrales nucléaires canadiennes en tirant profit de tous les renseignements disponibles, y compris l'examen des mesures prises par d'autres organismes internationaux de réglementation nucléaire. La CCSN a mis en place un plan d'action pour tenir compte de toutes les constatations et recommandations découlant de l'examen réalisé par le Groupe de travail de la CCSN sur Fukushima. Le rapport du Groupe de travail a été rendu public.

Les résultats de la mission de suivi du SEIR portant sur la réponse de la CCSN à l'accident de Fukushima ainsi qu'aux recommandations et suggestions du Groupe de travail sont également cités dans des encadrés de ce rapport (plus particulièrement à l'article 16).

Les résultats de l'examen ayant trait au module sur le transport effectué au cours de cette mission n'entrent pas dans la portée du rapport et, par conséquent, aucun autre renseignement n'est présenté à leur sujet.

Description d'ensemble du Plan harmonisé et d'autres initiatives d'amélioration

Plusieurs initiatives d'amélioration requises en réponse aux résultats des examens de la CCSN par des pairs et d'autres évaluations de cette dernière sont prises en compte dans le Plan harmonisé de la CCSN, celui-ci constitue la méthode que cette dernière utilise pour planifier, prioriser, intégrer et surveiller les mesures d'amélioration dans différents domaines et pour en communiquer les résultats. Ce plan tire avantage des éléments communs des différentes initiatives d'amélioration et contribue à rationaliser les processus opérationnels, la priorité des travaux et la distribution des ressources de sorte à atteindre une efficacité maximale. Il rend la

planification plus facile et encourage la coopération entre les gestionnaires de la CCSN afin de réduire les chevauchements et la redondance. Le Plan harmonisé est mis à jour régulièrement afin de s'assurer qu'il demeure représentatif des priorités de l'organisme. L'autorité exécutive pour ce plan revient au premier vice-président et chef de la réglementation des opérations (voir l'alinéa 8.1b)).

La préparation et l'exécution des missions initiales et de suivi du SEIR ont pris la forme de projets entrant dans le cadre du Plan harmonisé.

Le rapport découlant de la mission initiale du SEIR en 2009 mentionnait que « Le Plan harmonisé élaboré par la CCSN est un excellent outil de mise en œuvre d'initiatives d'amélioration dans l'ensemble de l'organisme, bénéficiant d'un appui manifeste de la direction et d'une affectation non équivoque de ressources et soutenu par une stratégie de communications ».

Plusieurs initiatives d'amélioration du Plan harmonisé découlent directement de la réglementation des centrales nucléaires et contribueront à améliorer l'efficacité du programme global de réglementation en :

- déterminant l'ampleur des activités réglementaires à l'aide d'une approche claire et formelle de gestion du risque
- élaborant, mettant en place et mettant en œuvre des processus et des procédures documentés qui définissent comment les multiples participants interagissent de manière coordonnée et bien gérée
- améliorant la gestion de l'information à l'appui du programme de réglementation
- s'assurant qu'une approche réglementaire uniforme est suivie pour tous les titulaires de permis de manière proportionnée

Réponse globale de la CCSN à l'accident de Fukushima

À la suite de l'accident de Fukushima, la CCSN a assumé ses responsabilités sur le plan national en menant une série d'activités de haut niveau. En bref, la CCSN a :

- activé son Centre des mesures d'urgence qui est demeuré ouvert continuellement pendant 23 jours après l'accident de Fukushima, afin de surveiller la situation et contribuer à la réponse globale du Canada
- présenté une demande aux titulaires de permis, en vertu du paragraphe 12(2) du *Règlement général sur la sûreté et la réglementation nucléaires*, afin qu'ils lui fournissent les informations pertinentes au sujet de l'accident de Fukushima
- mis sur pied le Groupe de travail sur Fukushima afin de coordonner l'évaluation et la réponse de la CCSN à l'accident
- recueilli de l'information sur les leçons retenues à l'échelle internationale et sur ses propres dispositions visant à empêcher et à gérer un événement semblable à celui de Fukushima
- établi des critères afin de faciliter l'évaluation de l'information fournie par les titulaires de permis et les dispositions prises par la CCSN
- effectué une évaluation, en a tiré les conclusions, a fait des recommandations et a consigné le tout dans un rapport

- dressé un plan d'action détaillé : *Le Plan d'action de la CCSN sur les leçons tirées de l'accident survenu à Fukushima* (en bref, *Plan d'action de la CCSN*), pour donner suite aux recommandations
- consulté la population canadienne au sujet du rapport initial du Groupe de travail et du *Plan d'action de la CCSN*
- demandé un examen de la part du SEIR relativement à Fukushima et a mis sur pied un Comité consultatif externe (CCE) constitué d'experts indépendants et ayant pour mandat d'évaluer ses processus et sa réponse à la lumière des leçons tirées de l'accident survenu à Fukushima
- mis sur pied une équipe interne de suivi de la mise en œuvre d'améliorations en matière de sûreté après l'accident de Fukushima, afin de surveiller la mise en œuvre du *Plan d'action de la CCSN* par les titulaires de permis

Un sommaire de l'efficacité des mesures préliminaires de la réponse de la CCSN à l'accident de Fukushima peut être tiré de l'évaluation globale du CEE. Ce comité a conclu que la CCSN avait réagi sans tarder et de façon appropriée aux premières étapes de la crise de Fukushima et avait suivi un processus approprié au fur et à mesure que la situation évoluait. Son rapport complétait les constatations du Groupe de travail de la CCSN sur Fukushima. La CCSN a accepté les neuf recommandations formulées dans ce rapport.

Les recommandations du CEE peuvent être classées dans les trois catégories suivantes :

- application des leçons retenues de Fukushima à des installations autres que les centrales nucléaires de puissance (ceci déborde de la portée de ce rapport)
- recommandations correspondant à des mesures déjà relevées dans le *Plan d'action de la CCSN*, qui font l'objet de renvois ce rapport
- communication et diffusion d'information à la population (pour plus de renseignements, voir l'alinéa 8.1f))

Pour plus de renseignements relativement à la réponse globale de la CCSN à la suite de l'accident de Fukushima, voir l'annexe 8.

8.1 Mise sur pied de l'organisme de réglementation

Créée en vertu de la LSRN, la CCSN est l'organisme qui réglemente l'utilisation de l'énergie et des matières nucléaires au Canada. Elle remplit son mandat (voir l'alinéa 7.1a)) par l'entremise de la Commission, un tribunal administratif quasi judiciaire pouvant comprendre jusqu'à sept membres. Les membres de la Commission sont choisis en fonction de leurs titres de référence et sont indépendants de toute influence politique et gouvernementale ou provenant de groupes d'intérêts particuliers ou d'entreprises du secteur nucléaire. Ils sont nommés par le gouverneur en conseil (le Cabinet) du Canada pour un mandat d'au plus cinq ans mais peuvent être nommés à nouveau. Un commissaire est désigné aux fonctions simultanées de président de la Commission et de premier dirigeant de l'organisme appelé la CCSN.

Le paragraphe 16(1) de la LSRN stipule que la Commission peut engager les employés nécessaires à l'application de cette loi. (Pour une description détaillée du personnel de la CCSN, voir l'alinéa 8.1b).)

La Commission exerce ses fonctions suivant un processus ouvert et transparent. Les audiences publiques et les réunions de la Commission constituent les principaux moyens par lesquels le public peut participer au processus de réglementation. Pour plus de renseignements concernant

l'ouverture et la transparence de la CCSN, ainsi que les efforts qu'elle déploie pour favoriser la participation du public, voir l'alinéa 8.1f).

Le personnel de la CCSN assiste régulièrement aux audiences publiques et réunions de la Commission afin de lui fournir des conseils, lui faire rapport et lui présenter des recommandations. Les audiences et les réunions ont lieu pour discuter, entre autres, de l'état des centrales nucléaires, du rendement des titulaires de permis, du rendement global du secteur nucléaire et des résultats des activités d'autorisation et de vérification de la conformité, ainsi que pour prendre des décisions relativement à la délivrance de permis. L'envergure et le niveau de profondeur avec lesquels chacun de ces sujets est traité reflète la complexité et le degré de risque associés aux installations autorisées au moment de soumettre l'information.

Le paragraphe 17(1) de la LSRN stipule que la Commission peut retenir les services de personnes qui ne font pas partie de la CCSN ayant des compétences techniques ou spécialisées pour qu'elles la conseillent. Cette disposition est invoquée au besoin.

Suggestion S4 résultant de la mission initiale du SEIR en 2009

« Si elle doit prendre des décisions réglementaires relatives à des technologies nouvelles et complexes (applications médicales en émergence, par exemple) ou à des questions de grand intérêt public, la CCSN devrait envisager de recourir à des organes consultatifs traitant de questions précises. »

Si les circonstances le justifient, la CCSN fait appel à des comités consultatifs externes. L'équipe d'examen par les pairs qui a participé à la mission de suivi du SEIR en 2011 a constaté que la CCSN avait fait appel à de tels comités deux fois depuis la mission initiale du SEIR en 2009. Un exemple est le Comité consultatif externe qui a fourni à la CCSN une évaluation indépendante des mesures prises par la CCSN en réponse à l'accident de Fukushima et qui a fait des recommandations pour améliorer la situation. Pour cette raison, l'équipe d'examen par les pairs a clos le dossier lié à la suggestion S4.

Pour traiter de certaines questions techniques, la CCSN a parrainé conjointement avec les entreprises du secteur des centrales nucléaires la mise sur pied de comités indépendants techniques pour examiner certains aspects de ces questions, comme l'analyse des effets liés à la question en cause ou la méthode proposée pour l'étudier. Un exemple est fourni à la partie G.3 de l'appendice G du cinquième rapport du Canada. Il décrit un comité indépendant technique qui a examiné une nouvelle méthode d'analyse de la surpuissance neutronique servant à l'analyse des événements de perte de régulation lente. Ce comité a poursuivi ses activités consultatives au cours de la plus récente période de référence.

Le programme de recherche et de soutien (décrit à l'alinéa 8.1d)) procure une source indépendante de conseils, de connaissances, d'expérience, d'information et d'autres ressources par le recours à des contrats avec des entreprises du secteur privé et avec d'autres agences ou organisations au Canada et à l'étranger.

8.1a) Statut et financement de la CCSN au sein de la structure gouvernementale

Financement

La CCSN est un établissement public qui est mentionné à ce titre dans les annexes II et V de la

Loi sur la gestion des finances publiques.

Auparavant, les activités de la CCSN étaient financées en entier par un crédit parlementaire. Au cours de la période de référence précédente, le gouvernement du Canada a accordé à la CCSN l'autorité de dépenser les revenus provenant de droits qu'elle perçoit pour financer ses activités réglementaires. Cette autorité procure à la CCSN un financement plus rapide et flexible et plus durable pour tenir compte des variations du niveau d'activité des titulaires de permis devant payer des droits.

Les revenus provenant du recouvrement de droits perçus auprès de demandeurs ou de titulaires de permis conformément au *Règlement sur les droits pour le recouvrement des coûts de la CCSN* représentent approximativement 70 % du financement de la CCSN.

Les titulaires de permis de centrale nucléaire sont parmi les titulaires auprès desquels des droits du type « Droits : Plan des activités de réglementation » sont perçus. Ceux-ci étant l'un des quatre types de droit que la CCSN peut percevoir auprès des titulaires de permis et des demandeurs. Ce type de droit représente plus de 90 % des droits perçus auprès des titulaires de permis de la CCSN.

Suggestion S2 résultant de la mission initiale du SEIR en 2009

« La CCSN devrait revoir ses dispositions afin de s'assurer qu'elle peut recouvrer adéquatement ses coûts réglementaires. »

L'équipe d'examen par les pairs qui a participé à la mission de suivi du SEIR en 2011 a constaté que l'adoption du nouveau modèle de répartition des droits fixes pour le recouvrement des coûts de réglementation avait grandement amélioré ce recouvrement. Pour cette raison, l'équipe d'examen par les pairs a clos le dossier lié à la suggestion S2.

Les activités de la CCSN pour lesquelles des droits ne sont pas perçus pour recouvrer les coûts sont financées par un crédit parlementaire annuel. Ce crédit couvre les autres 30 % du financement de la CCSN.

Certaines organisations ne sont pas assujetties au recouvrement des coûts et des droits ne sont donc pas perçus auprès d'elles pour la délivrance de permis. Ces organisations comprennent les institutions à but non lucratif comme les écoles, les établissements médicaux et les services d'urgence de même que les ministères ou organismes gouvernementaux qui possèdent un permis pour un site abandonné et contaminé (présumant que le titulaire de permis n'a pas créé la contamination). En plus de ces organisations, les différentes activités financées par un crédit parlementaire annuel sont celles que la CCSN doit réaliser et qui n'apportent pas d'avantages directs à des titulaires de permis donnés (p. ex. les activités concernant la non-prolifération, la préparation aux urgences, les programmes d'information publique et la tenue à jour de la LSRN et de ses règlements). Pour pouvoir faire face aux changements occasionnés par des variations à l'égard des titulaires de permis ou des activités, la CCSN peut demander des fonds supplémentaires au gouvernement du Canada (voir l'alinéa suivant).

Statut de la CCSN au sein de la structure gouvernementale

La LSRN stipule qu'aux fins de cette loi, la CCSN doit faire rapport au Parlement du Canada par l'entremise d'un ministre désigné par le gouverneur en conseil (Cabinet). À l'heure actuelle, cette personne désignée est le ministre de Ressources naturelles Canada.

La Commission a besoin de la participation et de l'appui du ministre dans des cas particuliers comme les modifications apportées aux règlements et les demandes de financement des activités qui ne sont pas financées aux termes du *Règlement sur les droits pour le recouvrement des coûts de la CCSN*. Par exemple, lorsque sa charge de travail liée aux activités n'offre pas d'avantages directs à des titulaires de permis donnés augmente, la CCSN, appuyée par son ministre, demande des fonds supplémentaires en suivant le processus budgétaire annuel du gouvernement du Canada ou, pour les besoins urgents de financement, de la réserve de gestion du Conseil du Trésor. Bien que la CCSN tente toujours d'améliorer l'efficacité de ses activités, elle peut également faire face aux pressions sur sa main-d'œuvre causées par les titulaires de permis devant payer des droits réglementaires en augmentant ces droits.

Bien que la CCSN soit sans équivoque l'autorité en matière de réglementation à l'égard de la sûreté nucléaire au Canada, différentes organisations nationales jouent des rôles complémentaires importants. Une réglementation est en place pour établir les exigences pertinentes à d'autres domaines de compétence mais qui s'appliquent également aux activités liées au nucléaire. Des protocoles d'entente et des relations de travail sont établis entre la CCSN et ces organisations pour s'assurer que la réglementation nucléaire est efficace et cohérente, que la sûreté n'est pas mise à risque, que toutes les responsabilités sont assumées par l'organisme approprié et qu'aucune ambiguïté ou chevauchement n'existe. La préparation aux urgences, le transport des matières dangereuses, la protection de l'environnement de même que la santé et la sécurité classique sont des exemples de tels domaines de compétence. Plus particulièrement, le personnel de la CCSN communique avec la direction et le personnel de RNCAN au sujet des domaines d'intérêt commun. RNCAN élabore la politique du gouvernement du Canada en ce qui a trait à l'énergie nucléaire et les ressources naturelles. Ce ministère est également titulaire d'un permis pour le nettoyage de certains déchets radioactif de faible activité au nom du gouvernement du Canada et, par conséquent, est assujéti aux politiques et aux processus d'autorisation de la CCSN. Le ministère des Affaires étrangères, Commerce et Développement est un organisme maintenant des liens étroits avec la CCSN et avec qui cette dernière coopère fréquemment pour assurer le respect des obligations que le Canada a assumées en vertu de traités, de conventions et d'ententes bilatérales et multilatérales.

En 2012, la *Loi sur l'évaluation environnementale* (LCEE; voir l'alinéa 7.1b) a été abrogée et remplacée par la LCEE (2012), celle-ci indique que la CCSN est une des trois autorités responsables aux fins de la réalisation des évaluations environnementales. En vertu de la LCEE (2012), la CCSN est maintenant en partie responsable du processus et de la prise de décisions.

Le gouvernement du Canada a établi le Bureau de gestion des grands projets dans le but de faire la surveillance et le suivi des examens fédéraux de même que la consultation auprès des Autochtones et leur participation dans le cas des grands projets de ressources naturelles. Une des fonctions de ce Bureau est d'intervenir auprès des agences fédérales concernées (y compris la CCSN) qui participeront au processus d'examen d'un projet de nouvelle centrale nucléaire afin qu'elles s'engagent à réaliser leur partie conformément à un échéancier de projet commun. Les

engagements pris par ces agences sont consignés dans un document connu sous le nom « d'entente de projet », celui-ci étant unique à chacun des projets et ratifié par les dirigeants des organisations qui participent.

Afin de remplir son mandat, tout comme les institutions du gouvernement fédéral, la CCSN collabore également avec plusieurs organisations provinciales et municipales.

La CCSN délivre des permis d'exploitation de centrale nucléaire à Ontario Power Generation, Hydro-Québec et Énergie nucléaire Nouveau-Brunswick, qui sont des entreprises des gouvernements provinciaux oeuvrant dans le secteur de l'énergie nucléaire, de même qu'à Bruce Power qui est une entreprise du secteur privé. Les agences ou établissements suivants, subventionnés par le gouvernement fédéral ou ceux des provinces, détiennent également d'autres types de permis délivrés par la CCSN :

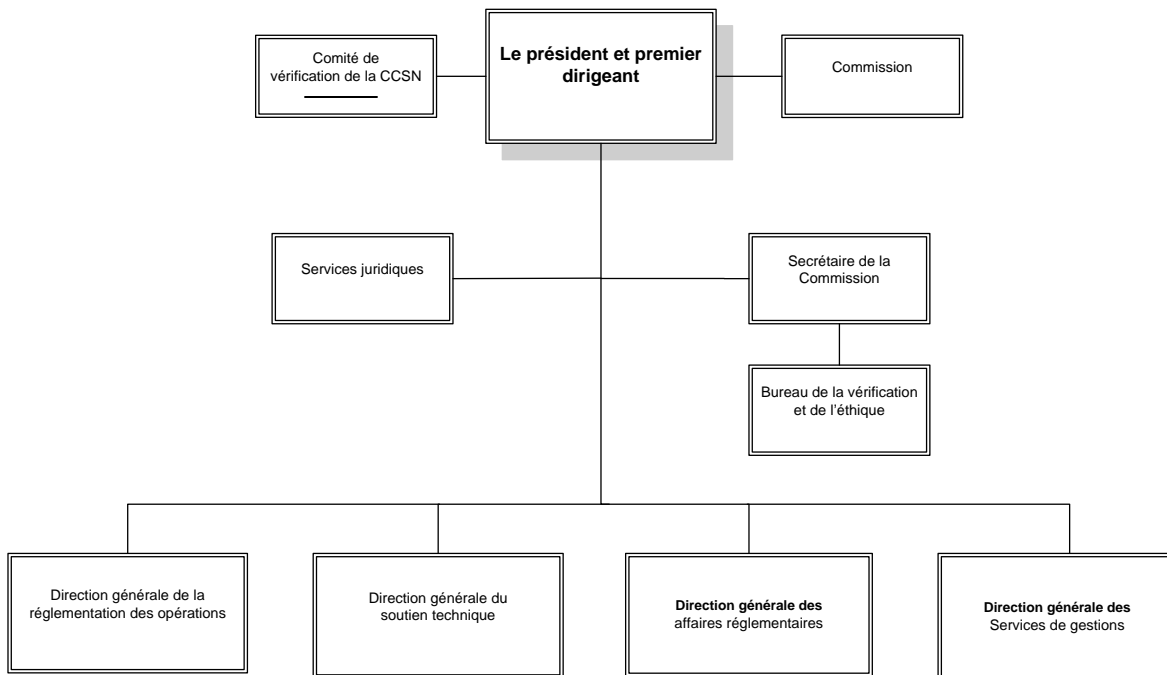
- EACL (une société d'État fédérale de recherche-développement en matière d'énergie nucléaire)
- RNCAN
- des universités canadiennes
- des hôpitaux et établissements de recherche
- des ministères des gouvernements provinciaux et du gouvernement fédéral

Dans le cadre de son évaluation des leçons tirées de l'accident de Fukushima, le Groupe de travail de la CCSN sur Fukushima a examiné les différentes organisations (y compris la CCSN) qui jouent un rôle important en matière de sûreté nucléaire et de préparation aux urgences nucléaires. Le Groupe de travail a porté une attention particulière à la gestion des situations d'urgence au Canada, ceci étant une responsabilité partagée entre différentes autorités compétentes aux niveaux municipal, provincial et fédéral. Il a examiné les plans et les capacités des autorités pertinentes fédérales et provinciales dans le but de déceler toute question à régler relativement à la coordination de la gestion des urgences nucléaires. Le *Plan d'action de la CCSN* comprend des actions que la CCSN doit compléter pour prendre en compte, dans la mesure du possible, certaines des questions liées à d'autres organisations nationales participant à la préparation aux urgences. Pour plus de renseignements, voir l'alinéa 16.1a).

8.1 (b) Organisation de la CCSN

La CCSN se compose d'un président, des commissaires qui sont désignés par le gouvernement fédéral et du personnel de la CCSN qui totalise environ 850 personnes. Il est indiqué au paragraphe 12(1) de la LSRN que le président « assure la direction [de la Commission] et contrôle la gestion de son personnel », professionnel, scientifique, technique ou autre, chargé d'exécuter les tâches de la Commission.

La structure actuelle de l'organisation de la CCSN est décrite ci-après.

Figure 8.1b) Organisation de la CCSN

Pour se conformer à la politique du gouvernement du Canada en matière de vérification interne, la CCSN a mis sur pied un Comité de vérification composé de trois membres externes, du président de la CCSN et du secrétaire de la Commission. Ce comité fournit au président, de manière indépendante et objective, des conseils ainsi que l'assurance que la qualité des processus de la CCSN en matière de vérification interne et de responsabilisation est adéquate. Ses responsabilités de surveillance s'étendent également à différents domaines et processus dont les valeurs et l'éthique, la gestion du risque, les contrôles en matière de gestion et la soumission de rapports sur la responsabilisation.

Le Secrétariat de la Commission comprend le secrétaire de la Commission et du personnel de soutien. Le Secrétariat de la Commission organise toutes les audiences et réunions de la Commission et fournit un soutien technique et administratif à cette dernière.

Le Bureau de la vérification, de l'évaluation et de l'éthique, composante du Secrétariat dont les travaux sont également surveillés et évalués par le Comité de vérification de la CCSN, aide la CCSN à atteindre ses objectifs de manière efficace et conforme à la prise de décisions éclairées, éthique et responsable. Ce Bureau est responsable d'évaluer de façon indépendante et objective la pertinence et l'efficacité des activités de la CCSN et de fournir des conseils aux gestionnaires de la CCSN sur les projets d'amélioration connexes.

Le Bureau de la vérification, de l'évaluation et de l'éthique administre également les programmes de la CCSN en matière de valeurs et d'éthique, de divulgation interne, de conflits d'intérêts et d'après-mandat (pour plus de renseignements sur les activités de ce Bureau, voir l'alinéa 8.2b)).

Les Services juridiques agissent à titre d'avocat général pour la Commission lorsque ce dernier remplit ses fonctions en vertu de la LSRN et il fournit des services juridiques en cas de litiges ou de poursuites. Il procure également des conseils et des avis légaux à des membres du personnel de la Commission.

La CCSN comprend les quatre directions générales suivantes : Réglementation des opérations, Soutien technique, Affaires réglementaires et Services de gestion.

Direction générale de la réglementation des opérations

La Direction générale de la réglementation des opérations est chargée de la gestion des activités réglementaires, y compris la prise de décisions en matière de conformité, de délivrance de permis et d'application de la réglementation. Les décisions réglementaires pertinentes peuvent être prises par des fonctionnaires désignés, dans les cas où la Commission confie officiellement une autorité spécifique à ces fonctionnaires en vertu de dispositions de la LSRN et de ses règlements. Le chef de cette direction générale est le premier vice-président et chef de la réglementation des opérations et elle comprend les directions suivantes :

- la Direction de la réglementation des centrales nucléaires
- la Direction de la réglementation du cycle et des installations nucléaires
- la Direction de la réglementation des substances nucléaires
- la Direction de l'amélioration de la réglementation et de la gestion des projets majeurs

La Direction de la réglementation des centrales nucléaires (DRCN) est chargée de réglementer le développement et l'exploitation des centrales nucléaires au Canada, conformément aux exigences de la LSRN et de ses règlements d'application. Les divisions de la DRCN ont été réorganisées au début de la période de référence alors que la Division de la planification et des rapports a été intégrée à la Division du soutien aux autorisations. Présentement, la DRCN comprend les divisions suivantes :

- une Division du programme de réglementation (DPR) pour chacun des quatre groupes de centrale nucléaire suivants :
 - Pickering
 - Darlington
 - Gentilly-2 et Point Lepreau
 - Bruce
- la Division de la surveillance de la conformité
- la Division du soutien aux autorisations

Les DPR pour Darlington, Pickering, Bruce et Gentilly-2/Point Lepreau sont responsables de la planification, de la gestion et de la mise en œuvre du programme réglementaire à leur site respectif. Chaque DPR agit également à titre de point de contact unique pour les parties intéressées à l'interne et pour les titulaires de permis en ce qui a trait à la plupart des questions concernant le site. Un protocole de communication a été établi afin de régir les communications officielles (normalement au niveau du directeur de la DPR) et informelles entre le personnel de la CCSN et les titulaires de permis.

Dans chacune des DPR, des membres du personnel de la CCSN sont en poste de façon permanente à chacune des centrales nucléaires afin de diriger et d'apporter un soutien aux activités du programme de conformité de la CCSN (décrit à l'alinéa 7.2(iii)b)). Sous la direction d'un chef de bureau de site, ces inspecteurs en poste au site inspectent les installations du

titulaire de permis, surveillent les activités et s'assurent que tout est conforme au fondement d'autorisation. Les inspecteurs sont désignés en vertu de l'article 29 de la LSRN.

En plus des inspecteurs en poste aux sites des centrales nucléaires, des membres du personnel technique au siège social sont également assignés à chacune des DPR.

La Division de la surveillance de la conformité est responsable du respect des obligations internationales de la CCSN conformément au système de notification des incidents (IRS) de l'AEN/AIEA (voir l'alinéa 19(vi)) et l'échelle internationale des événements nucléaires. De plus, elle s'assure que les activités de conformité sont uniformes d'un site à l'autre, détermine les tendances pouvant être dégagées des informations en matière de conformité, gère des données relatives aux indicateurs de rendement et mène des enquêtes sur des événements. Au cours de la période de référence, la Division de la surveillance de la conformité a dirigé l'élaboration de guides d'inspection ainsi que d'objectifs et de critères de rendement connexes pour l'ensemble des activités de conformité faisant partie du programme de conformité de référence (pour plus de renseignements, voir l'alinéa 7.2(iii)b)).

Suggestion S12 résultant de la mission initiale du SEIR en 2009

« Des stratégies, des processus et des méthodes devraient être établis afin de garantir l'objectivité et l'indépendance des inspecteurs des bureaux de site. Il faudrait envisager de les affecter à d'autres sites de temps en temps ou de leur confier des tâches d'ordre général à l'administration centrale. »

L'équipe d'examen par les pairs qui a participé à la mission de suivi du SEIR en 2011 a constaté que la période de temps qu'un inspecteur passe en poste à un site de centrale nucléaire avait généralement été limitée par les changements continuels et typiques au niveau de la main-d'œuvre et la mutation des employés à l'intérieur de la CCSN. Un grand nombre d'experts techniques en poste à l'administration centrale participent régulièrement aux inspections dans différentes capacités (voir la Direction générale du soutien technique ci-après) et contribuent à s'assurer que les procédures, critères et approches utilisés pour effectuer les inspections aux différents sites de centrale nucléaire sont uniformes. L'équipe d'examen a également noté l'efficacité d'autres éléments des programmes en place pour « assurer la qualité des activités des inspecteurs ainsi que leur objectivité et leur indépendance » (p. ex. plusieurs niveaux de supervision, les travaux temporaires à d'autres sites et à l'administration centrale, le rôle de la Division de la surveillance de la conformité, le code d'éthique (voir l'alinéa 8.2b)), la politique en matière de conflits d'intérêts, et un meilleur programme de formation et de qualification des inspecteurs (voir l'alinéa 8.1c)). Pour ces raisons, l'équipe d'examen par les pairs a clos le dossier lié à la suggestion S12.

La Division du soutien aux autorisations est responsable des projets de la DRCN, tels que ceux portant sur l'amélioration des permis, sur les paramètres d'exploitation sûre et sur la possible mise en œuvre des bilans périodiques de sûreté (abordés respectivement aux alinéas 7.2(ii)d) et 14(i)h)). La Division est également responsable de faire rapport annuellement aux parties intéressées sur le rendement des centrales nucléaires en matière de sûreté ainsi que de la gestion des questions de sûreté CANDU (décrites à l'alinéa 14(i)j)).

Au sein de la DRCN, la cohérence de la mise en œuvre des programmes de réglementation aux centrales nucléaires est favorisée par l'adoption d'une approche commune en matière de formation (voir l'alinéa 8.1c)). Des réunions ont également lieu régulièrement afin de promouvoir une compréhension commune des choses et une approche uniforme de la part du

personnel de la DRCN (p. ex. téléconférences hebdomadaires, réunions de division, réunions bimensuelles des chefs de bureau de site, réunions d'examen trimestrielles et réunions annuelles du personnel de la DRCN).

La Direction de la réglementation du cycle et des installations nucléaires et la Direction de la réglementation des substances nucléaires, font toutes deux partie de la Direction générale de la réglementation des opérations, et contribuent au programme de réglementation des centrales nucléaires. La première est responsable entre autres de différentes installations associées aux centrales nucléaires comme les mines et raffineries d'uranium, les installations de conversion et de fabrication du combustible et les installations de stockage des déchets de combustible nucléaire et de gestion des déchets de faible et de moyenne activité. L'autre est responsable de certains permis associés aux centrales nucléaires mais qui n'entrent pas dans la portée des permis d'exploitation (p. ex. permis de transport ou pour des substances nucléaires ou des appareils à rayonnement, etc.).

La Direction de l'amélioration de la réglementation et de la gestion des projets majeurs comprend les trois divisions suivantes :

- la Division de la gestion interne de la qualité
- la Division de la coordination de la réglementation des opérations
- la Division de l'autorisation des nouvelles installations nucléaires majeures

Les responsabilités de la Division de la gestion de la qualité interne comprennent le maintien et la mise à jour du système de gestion et la mise en œuvre et la coordination du Plan harmonisé. Celles de la Division de la coordination de la réglementation des opérations comprennent la coordination du processus de planification annuelle des opérations. Ces sujets sont décrits à l'alinéa 8.1d).

Le mandat de la Division de l'autorisation des nouvelles installations nucléaires majeures comprend la délivrance de permis, la conformité, la consultation auprès des Autochtones et la gestion de projets dans le cas de nouveaux projets majeurs et de projets connexes d'amélioration du cadre de réglementation de la CCSN. Cette Division fait la gestion des examens préalables des conceptions de réacteur des fournisseurs afin de leur fournir des conseils en matière de réglementation au sujet de leurs conceptions. Elle participe également à des activités internationales qui ont une incidence sur les projets de nouvelle centrale nucléaire, y compris celles du Programme multinational d'évaluation de la conception (MDEP). Pour plus de renseignements sur les examens préalables des conceptions de réacteur des fournisseurs et sur le MDEP, voir l'introduction de l'article 18). Cette Division joue un rôle de premier plan dans les activités de préparation aux projets de nouvelle centrale nucléaire décrits à l'alinéa 8.1e).

Direction générale du soutien technique

La Direction générale du soutien technique compte un grand nombre d'employés qui possèdent des connaissances et des compétences particulières et qui offrent un soutien technique en appui aux activités de la Direction générale de la réglementation des opérations, y compris la DRCN et la Direction générale des affaires réglementaires. Son appui prend la forme de conseils de spécialistes pour l'application du programme de réglementation, d'examen de l'information soumise par les titulaires de permis de centrale nucléaire, de participations aux inspections et d'aide à l'élaboration de documents du cadre de réglementation. Les efforts de collaboration mettent fréquemment à contribution des spécialistes de différentes disciplines provenant de la

Direction générale du soutien technique et de la Direction générale de la réglementation des opérations, nécessitant alors une approche intégrée afin de résoudre les problèmes. Le personnel de la Direction générale du soutien technique partage également des renseignements et expériences techniques et scientifiques avec les parties intéressées au Canada et à l'étranger, et il entreprend des projets spéciaux selon son expertise et son mandat.

La Direction générale de soutien technique comprend les quatre directions suivantes :

- la Direction de l'évaluation et de l'analyse
- la Direction de la gestion de sûreté
- la Direction de la protection de l'environnement, de la radioprotection et de l'évaluation
- la Direction de la sécurité et des garanties

La Direction de l'évaluation et de l'analyse possède de l'expertise dans des disciplines très variées dont :

- les analyses de la sûreté, y compris les études probabilistes de sûreté (EPS) et les analyses des dangers
- la conception, la gestion du vieillissement, les génies mécanique, civil et des matériaux, les événements externes, l'intégrité structurale, la protection-incendie, le génie de la conception sur les plans de la robustesse et de la vulnérabilité
- les systèmes d'instrumentation et de contrôle-commande, les systèmes électriques, l'entretien, la qualification de l'équipement et le contrôle chimique
- la physique du réacteur, la conception des aspects nucléaires, la criticité nucléaire, le comportement du combustible nucléaire et des canaux de combustible
- le comportement du réacteur, du confinement, de l'hydrogène et des systèmes auxiliaires et le transport des produits de fission
- les conditions thermo-hydrauliques, la conception et le comportement des systèmes du réacteur

La Direction de l'évaluation et de l'analyse comprend les huit divisions suivantes :

- la Division de l'évaluation de la conception technique
- la Division de l'évaluation technique de l'exploitation
- la Division de la fiabilité et des études probabilistes de sûreté
- la Division de l'analyse des systèmes
- la Division de la physique et du combustible
- la Division du fonctionnement des réacteurs
- la Division de l'analyse thermohydraulique des réacteurs
- la Division de l'évaluation et de l'intégration

La Direction de la gestion de sûreté compte des experts dans les domaines suivants : la gestion de la sûreté sur le plan humain et organisationnel, les facteurs humains, la culture de sûreté, l'assurance et la gestion de la qualité, les examens, l'accréditation et la formation. Elle comprend les quatre divisions suivantes :

- la Division des systèmes de gestion
- la Division de l'accréditation du personnel
- la Division du rendement humain et organisationnel
- la Division de l'évaluation des programmes de formation

La Direction de la protection de l'environnement, de la radioprotection et de l'évaluation compte des experts dans les domaines suivants : l'évaluation environnementale, l'évaluation du risque, la surveillance et les systèmes de gestion ainsi que la radioprotection, la dosimétrie et les sciences de la santé. Elle comprend les cinq divisions suivantes :

- la Division de l'évaluation du risque à l'environnement
- la Division de l'évaluation environnementale
- la Division de la conformité environnementale et du laboratoire
- la Division de la radioprotection
- la Division des sciences du rayonnement et de la santé

La Direction de la sécurité et des garanties compte des experts dans les domaines de la gestion des urgences et des interventions en cas d'urgence. Elle est responsable du programme de la CCSN de gestion des urgences nucléaires, y compris de la coopération et de la planification des activités avec d'autres agences fédérales, ainsi qu'avec des organismes provinciaux et internationaux, nécessaires pour sa mise en œuvre (voir l'article 16). Elle compte également des experts dans les domaines suivants : la sécurité nucléaire, l'importation et l'exportation de substances nucléaires, d'équipement et d'appareils ainsi que les garanties et la non-prolifération.

Cette direction comprend les quatre divisions suivantes :

- la Division de la sécurité nucléaire
- la Division des programmes de gestion des situations d'urgence
- la Division de la non-prolifération et des contrôles à l'exportation
- la Division des garanties internationales

Au cours de la période de référence, le personnel de la Direction de la sûreté et des garanties et de la DRCN a contribué à améliorer l'intégration des questions de sécurité à celles de sûreté dans les processus de réglementation de la CCSN.

Suggestion S3 résultant de la mission initiale du SEIR en 2009

« Le personnel de la Direction générale de la réglementation des opérations et de la Direction générale du soutien technique de la CCSN pourrait avoir intérêt à examiner comment harmoniser davantage ses efforts afin de faire en sorte que les mesures de sécurité et de sûreté ne se nuisent pas mutuellement, et afin d'assurer continuellement la conformité aux exigences de sécurité en vigueur au moment de l'examen. »

L'équipe d'examen par les pairs qui a participé à la mission de suivi du SEIR en 2011 a constaté que la CCSN avait « revu en profondeur la manière dont elle s'acquitte de son mandat en matière de sûreté et de sécurité et a opté pour une approche plus globale et plus intégrée » et que « l'ensemble de l'organisation relève le défi posé par l'intégration appropriée des comportements liés à la sécurité avec ceux liés à la sûreté afin d'établir une culture de sûreté homogène au sein de la CCSN ». Les procédures ont été révisées pour refléter la façon de réaliser les inspections de sécurité ainsi que les rôles et responsabilités de tout le personnel de la CCSN. Les documents liés à la sécurité transmis à la Commission et aux titulaires de permis sont maintenant examinés par un plus grand nombre de personnes. Pour ces raisons, l'équipe d'examen par les pairs a clos le dossier lié à la suggestion S3.

Direction générale des affaires réglementaires

La Direction générale des affaires réglementaires joue un rôle important dans la gestion du cadre de réglementation en plus de voir aux communications et aux relations avec les parties intéressées. Elle comprend la Direction de la politique de réglementation, la Direction de la planification stratégique et la Direction des communications stratégiques. La Direction de la politique de réglementation est responsable de la gestion du cadre de réglementation, y compris l'examen de la pertinence des outils de réglementation, la gestion de leur révision et l'élaboration de nouveaux outils, par exemple de nouveaux documents du cadre de réglementation. La Direction de la planification stratégique est responsable de la planification et de la préparation de rapports au niveau de l'ensemble de l'organisation (p. ex. la préparation de rapports à l'intention du Parlement), ainsi que l'évaluation de l'efficacité et du rendement de la CCSN à remplir son mandat de réglementation. La Direction des communications stratégiques est responsable des communications internes et externes et contribue donc aux mesures visant l'ouverture et la transparence.

Direction générale des services de gestion

Le Direction générale des services de gestion fournit des services d'application générale nécessaires au bon déroulement des activités de la CCSN. Des fonctions telles que la gestion des relations de travail et de la rémunération, la formation et la planification des ressources humaines sont des éléments clés abordés à l'alinéa 8.1c) ci-après.

8.1c) Maintien d'un personnel compétent

Gestion de la main-d'œuvre

Le maintien d'une main-d'œuvre dévouée et possédant les connaissances et habiletés requises est essentiel au succès de la CCSN. Étant un établissement public du gouvernement du Canada autorisé à faire usage du régime de dépenses des recettes, la CCSN peut établir de manière efficace des conditions d'emploi lui permettant de répondre aux besoins en matière de réglementation en tenant compte du secteur nucléaire dans son ensemble. Le rapport découlant de la mission initiale du SEIR en 2009 mentionne à titre de point fort au Canada que « le processus de recrutement est facilité par les conditions d'emploi optimisées offertes par la CCSN ». Il mentionne également les avantages que procure l'autorité qui est conférée à la CCSN de définir ses conditions d'embauche de manière indépendante.

À la suite d'une période de croissance importante au cours des années antérieures, la CCSN a atteint son niveau optimal d'emploi en 2009-2010. Lorsque la période de référence a commencé, l'orientation des efforts de la CCSN était passée de l'embauche à la rétention. À cet effet, les priorités en matière de ressources humaines visent à perfectionner et retenir des personnes de talent, à maintenir la capacité de la CCSN d'attirer une main-d'œuvre hautement qualifiée et à accroître la flexibilité organisationnelle.

Au cours de la période de référence, la CCSN a évalué ses prévisions en ce qui a trait à la charge de travail et les revenus provenant des droits perçus, à la lumière des changements prévus dans le secteur nucléaire. En particulier, l'annonce de la fermeture et du déclassement de la centrale de Gentilly-2 (voir l'alinéa D.1 du chapitre I) entraînera une baisse des droits devant être payés à la CCSN pour son permis. Ceci nécessite une diminution proportionnelle du personnel de

réglementation et d'administration. La CCSN réduit présentement son effectif actuel de 850 postes d'un nombre équivalent à 40 postes à temps plein. Elle prévoit pouvoir gérer cette réduction par attrition ou réaffectation, minimisant ainsi le besoin de mettre à pied des employés déjà en place.

La CCSN traite présentement les problèmes potentiels de succession en faisant la liste des postes critiques pouvant être à risque à cause des départs possibles à la retraite et en entreprenant une planification de succession appropriée fondée sur le recrutement ou le perfectionnement. Elle a également mis sur pied des groupes de travail afin de caractériser la main-d'œuvre du futur à la lumière de scénarios potentiels.

Formation

Un plan personnel d'apprentissage est disponible pour chacun des membres du personnel de la CCSN. Ces plans contribuent à établir une solide culture d'apprentissage, en s'assurant que les besoins actuels et futurs dans ce domaine sont cernés afin d'aider la CCSN à respecter ses objectifs et priorités opérationnels, tous deux étant en évolution.

De façon régulière, la CCSN offre à son personnel plus de 100 sessions d'apprentissage de nature technique et non technique. Au cours de la période de référence, la CCSN a continué de contribuer au programme CANTEACH et au Réseau d'excellence universitaire en génie nucléaire dont on fait mention à l'alinéa 11.2b).

Au cours de la période de référence, la CCSN a renforcé son programme de développement du leadership, réorganisant le programme d'orientation des nouveaux employés et poursuivant la mise en œuvre de son programme de formation et de qualification des inspecteurs, tel que décrit dans les paragraphes qui suivent.

Le programme de développement du leadership offre une approche circonscrite pour aider les chefs chevronnés et les personnes montrant un potentiel de chef à développer leurs compétences en matière de leadership de même que des réseaux internes, créant ainsi une culture favorisant la collaboration entre les gestionnaires qui travaillent de manière efficace dans l'environnement de la CCSN et sont prêts à relever les nouveaux défis. Des évaluations de groupe fondées sur le concept d'évaluation tous azimuts ont été ajoutés au curriculum au cours de la période de référence afin d'établir un profil de référence du leadership à la CCSN, de sorte à développer des forces organisationnelles et d'améliorer des domaines clés. Afin d'aider les employés à s'orienter dans le cadre de leur programme d'apprentissage autogéré, des plans de formation indiquant le cheminement à suivre ont été élaborés pour chaque niveau de gestion de même que pour ceux qui visent à assumer des rôles de leadership. Les activités d'apprentissage prévues couvrent les compétences clés de leadership qui englobent à établir un cadre efficace de gestion à la CCSN. Un cours de formation sur les éléments fondamentaux du leadership est également disponible pour tous les gestionnaires et ceux qui sont assignés pour les remplacer.

Le programme d'orientation procure aux membres du personnel scientifique et administratif des renseignements leur permettant de comprendre la vision, la mission, la structure, la culture et les valeurs de la CCSN. Il est conçu pour promouvoir le statut « d'employeur de choix » de la CCSN, à favoriser la rétention à long terme et à inculquer la vision de la CCSN qui est « d'être le meilleur organisme de réglementation nucléaire au monde ». L'objectif du programme est de faciliter l'intégration des nouveaux employés à la CCSN et de poser les premiers jalons visant à retenir leurs services à long terme. Un cours d'orientation obligatoire d'une durée de deux jours

offre une vue d'ensemble complète de la LSRN, des installations et activités réglementées et des priorités actuelles de la CCSN.

Le programme de formation et de qualification des inspecteurs sous-entend le développement et la mise en œuvre d'une approche efficace, uniforme et systématique pour la formation et la qualification des inspecteurs de la CCSN. Ce programme comprend une combinaison de modules de formation de base, de la formation portant spécifiquement sur le secteur d'activité et de la formation sur le tas.

Dans le cadre du programme de formation et de qualification des inspecteurs, le DRCN a développé une approche systématique concernant la formation sur les connaissances des centrales nucléaires et la formation sur les lieux des inspecteurs en poste à de telles centrales. Ce programme comporte un plan de formation qui présente la formation s'appliquant à tous les inspecteurs et celle spécifique aux inspecteurs en poste aux centrales nucléaires, des manuels de formation et d'évaluation sur le tas et un registre de formation et de qualification qui documente les progrès réalisés par les inspecteurs. Chaque inspecteur doit compléter des cours sur les processus de réglementation, la conception de réacteurs CANDU, des sujets non techniques (dont les communications efficaces), la radioprotection ainsi que la santé et la sécurité classiques. Une carte d'inspecteur est attribuée seulement lorsque le chef de bureau de site pour une centrale donnée détermine que l'inspecteur en formation respecte toutes les exigences de formation. À partir du moment où il commence le programme, un nouvel inspecteur prendra environ 18 mois avant d'obtenir une carte d'inspecteur.

8.1d) Système de gestion

Le système de gestion de la CCSN consiste en une approche intégrée et apte à l'atteinte du but visé à l'égard de la gestion du rendement des fonctions de son mandat. Il s'applique à l'ensemble de l'organisation et établit un lien entre les personnes, les processus et les ressources contribuant à l'application du cadre de réglementation de la CCSN. Ce système est fondé sur des principes et des exigences énoncées dans des normes de qualité et dans des modèles d'excellence en matière d'organisation reconnus aux niveaux national et international. La haute direction de la CCSN stipule également des éléments supplémentaires dont le système de gestion doit tenir compte, y compris la philosophie de réglementation de la CCSN, ses priorités stratégiques, son but de devenir un employeur de choix et son désir de promouvoir sa culture de sûreté et sensibiliser les gens à celle-ci. La vision de la CCSN, « être le meilleur organisme de réglementation nucléaire au monde », nécessite une harmonisation aux meilleures pratiques internationales reconnues en matière de réglementation et des analyses comparatives par rapport à celles-ci. Le Système de gestion de la CCSN est conforme au document GS-R-3 de l'AIEA *Infrastructure législative et gouvernementale pour la sûreté nucléaire, la sûreté radiologique, la sûreté des déchets radioactifs et la sûreté du transport* et aux normes de sûreté connexes. La CCSN participe activement aux efforts présentement en cours visant l'élaboration, la validation et l'amélioration du document de l'AIEA GS-R-3 et des normes de sûreté connexes.

Le Système de gestion de la CCSN a fait l'objet d'un examen approfondi lors des missions initiales et de suivi du SEIR en 2009 et 2011, respectivement. Les constatations pertinentes sont présentées tout au long du présent alinéa. Au cours de la période qui a précédé ces missions, la CCSN avait réalisé des progrès marqués dans ses efforts visant à amener l'organisation à passer d'un système fondé sur l'avis d'experts à un autre fondé davantage sur les processus.

Recommandation R12 résultant de la mission initiale du SEIR en 2009

« La CCSN devrait définir plus clairement la nature et l'échéancier des efforts qu'il lui reste à investir pour parachever le système de gestion conformément à la norme GS-R-3 et, à cet effet, mettre le Plan harmonisé à jour. »

L'équipe d'examen par les pairs qui a participé à la mission de suivi du SEIR en 2011 a conclu que « sur le fond, la CCSN a appliqué un système de gestion fondé sur les processus qui couvre toutes les activités de l'organisation, comme l'exige la norme GS-R-3. Tous les processus de gestion, les processus de base et les processus de soutien sont définis et font jusqu'à un certain point l'objet d'une description ». L'équipe d'examen a également constaté que l'intégration et l'harmonisation des processus entre les quatre directions générales de la CCSN étaient en cours de manière systématique, dans le cadre du Plan harmonisé. Pour ces raisons, l'équipe d'examen par les pairs a clos le dossier lié à la recommandation R12.

Les équipes d'examen par des pairs qui ont participé aux missions initiales et de suivi du SEIR ont également évalué le processus d'examen du système de gestion de la CCSN. Au cours de la période de référence, la CCSN a effectué plusieurs évaluations de son système et de ses pratiques de gestion, dont les suivantes :

- une analyse des écarts par rapport au document de l'AIEA GS-R-3
- une évaluation par rapport au Cadre de responsabilisation de gestion du gouvernement du Canada
- un examen par des tiers de l'approche adoptée par la CCSN pour documenter son système de gestion
- un examen exhaustif par des tiers du Système de gestion de la CCSN et de l'état de sa mise en œuvre

Les examens effectués par des tiers (consultants) ont produit un nombre de recommandations afin d'améliorer et de développer davantage le système de gestion. Toutes les recommandations ont été évaluées par la haute direction de la CCSN et les mesures pour y donner suite ont été prises en compte dans le Plan harmonisé.

Recommandation R13 résultant de la mission initiale du SEIR en 2009

« La CCSN devrait élaborer une méthodologie et mettre en œuvre des examens du système de gestion qui seront réalisés à intervalles réguliers par des ressources internes et/ou externes. Ces mesures devraient permettre de s'assurer que le système de gestion dans son ensemble demeure approprié et efficace et conserve sa capacité d'atteindre les objectifs de l'organisme. Un facteur important à examiner à cet égard est l'application de l'approche graduelle (en fonction du risque) à la réglementation des installations et des activités.

L'équipe d'examen par les pairs qui a participé à la mission de suivi du SEIR en 2011 a noté le nombre important d'examens du système de gestion qui avaient déjà été effectués et que la CCSN planifiait de réaliser un examen complet du système de gestion sur une période de cinq ans. Se fondant sur les progrès réalisés et étant confiante qu'ils se poursuivront, l'équipe d'examen par les pairs a clos le dossier lié à la recommandation R13.

Au cours de la période de référence, la CCSN a entrepris une évaluation par des tiers des approches et méthodes du système de gestion.

Conformément au système de gestion de la CCSN, les approches et méthodes documentées visant l'efficacité de la réglementation ont été améliorées davantage afin de mieux articuler une approche apte à atteindre le but visé et de mieux clarifier les différences qui existent entre les divers types de documents décrivant les processus. Les possibilités d'amélioration qui seront repérées lors d'auto-évaluations et toutes les initiatives futures requises pour améliorer le système de gestion seront mises en œuvre dans le cadre du Plan harmonisé.

Manuel du système de gestion

Le *Manuel du système de gestion* de la CCSN est en soi le document directeur de la hiérarchie des documents de ce système. Le *Manuel du système de gestion* s'applique à tout le personnel de la CCSN. Bien qu'il couvre les relations et les processus de liaison avec la Commission, les principes énoncés dans ce manuel ne s'appliquent pas à la Commission elle-même.

Le but du *Manuel du système de gestion* est de décrire, pour le bénéfice du personnel de la CCSN, comment le système de gestion intègre les personnes, les processus et les ressources dans le cadre de réglementation pour faire la gestion de tous les travaux dans l'ensemble de l'organisme et s'assurer de résultats de qualité en tout temps. Il énumère les politiques, principes et processus de haut niveau par lesquels la CCSN atteint ses buts et objectifs. Le Manuel est appuyé par des documents de plus bas niveaux sur les processus et les procédures de travail connexes qui fournissent des orientations au personnel et, dans leur ensemble, des détails sur les moyens utilisés par la CCSN pour remplir ses fonctions.

Le *Manuel du système de gestion* indique que les processus clés de la CCSN sont regroupés dans les trois catégories suivantes :

- les processus de gestion
- les processus de base (gestion du cadre de réglementation, gestion des permis et des accréditations, et assurance de la conformité)
- les processus habilitants

Le *Manuel du système de gestion* indique également les personnes agissant à titre de maître d'œuvre des processus et il décrit leur rôle, celui-ci étant d'élaborer et de mettre en œuvre des processus ainsi que de les réviser et les mettre à jour. La haute direction de la CCSN assigne un maître d'œuvre unique pour chacun des processus clés du système de gestion.

Depuis la dernière mise à jour du *Manuel du système de gestion* en 2009, la CCSN a accompli des progrès considérables au chapitre de la définition des processus réglementaires et administratifs clés qui ont enrichi et renforcé son système de gestion. Une mise à jour du *Manuel du système de gestion* est présentement en cours et il est prévu qu'elle sera complétée d'ici la fin de 2013.

Les procédures et processus clés et leur révision

Au cours de la période de référence, la CCSN a élaboré, dans le cadre du Plan harmonisé, un processus d'auto-évaluation des processus ainsi que les documents à l'appui de ce processus. Les gestionnaires responsables des processus faisant l'objet d'une évaluation se font les champions des auto-évaluations. Un essai de ce processus, portant dans ce cas sur les processus d'évaluation de nature technique, a été effectué au cours de la période de référence par la Direction de l'évaluation et de l'analyse.

Suggestion S17 résultant de la mission initiale du SEIR en 2009

« La CCSN devrait compléter son programme de vérification interne afin de donner de la rétroaction à la haute direction au sujet de l'élaboration et de la mise en œuvre (et des résultats) des processus du système de gestion. Afin de soutenir ce programme, elle devrait avoir recours à un certain nombre de vérificateurs internes représentant différents secteurs de l'organisme. Conjointement avec le programme de vérification, il faudrait élaborer et officialiser une approche systématique en matière de gestion des cas de non-conformité réels et potentiels des processus et des produits. »

L'équipe d'examen par les pairs qui a participé à la mission de suivi du SEIR en 2011 a fait mention du potentiel du processus d'auto-évaluation comme moyen pour aider la CCSN à améliorer tous les processus du système de gestion. Se fondant sur les progrès qu'elle a observés, l'équipe d'examen par les pairs a clos le dossier lié à la suggestion S17.

Au cours de la période de référence, la CCSN a également élaboré des mécanismes pour faire la collecte de données sur l'efficacité des processus du système de gestion. Une évaluation du cadre d'évaluation du rendement global de la CCSN a été entreprise au cours de cette période. Les recommandations d'amélioration qui en découleront seront gérées dans le cadre du Plan harmonisé

Recommandation R14 résultant de la mission initiale du SEIR en 2009

« La CCSN devrait mettre en place un mécanisme de repérage régulier des occasions d'améliorer le système de gestion et évaluer l'efficacité des mesures prises à cet égard. »

L'équipe d'examen par les pairs qui a participé à la mission de suivi du SEIR en 2011 a observé que la CCSN avait élaboré des mécanismes de rétroaction sur le site intranet afin de permettre au personnel de soumettre des commentaires sur le système de gestion. L'équipe a également indiqué que des procédures étaient en place pour acheminer les commentaires aux gestionnaires responsables et à d'autres membres du personnel ainsi que pour répondre à la personne ayant soumis le commentaire. Pour ces raisons, l'équipe d'examen par les pairs a clos le dossier lié à la recommandation R14.

Le Bureau de la vérification, de l'évaluation et de l'éthique (voir les alinéas 8.1b) et 8.2b)) effectue également des vérifications internes et indépendantes des activités de la CCSN. Ces vérifications sont réalisées conformément à des procédures bien établies qui couvrent également la gestion des cas de non-conformité. Des rapports annuels de vérification, ainsi que des rapports sur les valeurs et l'éthique, sont soumis au Bureau du contrôleur général et au Secrétariat du Conseil du Trésor du Canada et ils sont affichés sur les sites Web externe et interne.

Les procédures de travail à usage interne de la CCSN constituent des documents importants d'application des processus. Elles régissent les évaluations des renseignements soumis par les titulaires et les demandeurs de permis ainsi que la coordination de ces dernières. L'élaboration de ces procédures s'est poursuivie au cours de la période de référence. Celles-ci favorisent une approche uniforme et transparente en matière de surveillance des installations autorisées. Elles sont décrites aux alinéas 7.2(ii)a) (en ce qui a trait à la délivrance de permis) et 14(i)g) (en ce qui a trait à la prolongation de la durée de vie).

Au cours de la période de référence, la direction de la CCSN a continué d'examiner et de mettre à jour ses pratiques en matière de prise de décisions afin que celles-ci soient plus efficaces et qu'elles soient prises en temps opportun. Chacune des directions clés responsables de la délivrance de permis (la Direction de la réglementation des centrales nucléaires, la Direction de la réglementation du cycle et des installations nucléaires et la Direction de la réglementation des substances nucléaires) dispose d'outils et de processus tenant compte du risque pour les aider à appliquer leur processus de prise de décisions et à allouer les ressources aux activités prioritaires. Dans le cadre de ses efforts visant à renforcer le système de gestion, la CCSN continue à intégrer la prise de décision en fonction du risque à tous les processus clés.

Prise de décisions en fonction du risque (PDFR)

Le processus de prise de décision en fonction du risque (PDFR) de la CCSN, fondé sur le document Q850 de la CSA, *Gestion du risque : Lignes directrices à l'intention des décideurs*, est conçu afin de pouvoir choisir de façon systématique le meilleur plan d'action pour traiter de sujets comme les questions se rapportant à la délivrance de permis et les questions génériques de sûreté. Ce processus est mentionné en renvoi dans le *Manuel du système de gestion* de la CCSN. Sa justesse a été démontrée et il a été appliqué avec succès par le personnel et la direction de la CCSN à plusieurs reprises.

En plus de contribuer à la transition que la CCSN effectue vers une prise de décisions fondée sur les processus, la PDFR :

- permet de s'assurer que tous les risques ont été cernés et tenus en compte au moment de prendre des décisions
- permet de s'assurer que les intérêts des parties intéressées sont pris en compte
- fournit aux décideurs un raisonnement pour leurs décisions
- permet aux décideurs d'en arriver à des décisions qui sont plus faciles à expliquer
- contribue à établir de meilleures communications par l'usage d'un ensemble uniforme de termes pour décrire les questions de risque
- permet le traitement des incertitudes de manière formelle

Le processus de PDFR a été utilisé à plusieurs reprises pour traiter de situations nécessitant une prise de décisions en matière de réglementation des centrales nucléaires. Une description plus détaillée du processus ainsi qu'un exemple de son application concernant une prise de décisions en matière de réglementation se trouvent à l'appendice H. Le rapport résultant de la mission initiale du SEIR en 2009 contenait des commentaires positifs sur « l'élaboration (p. ex. formation exhaustive sur le PDFR) et l'application (p. ex. pour déterminer le profil de risque des titulaires de permis) par la CCSN de processus et d'outils de prise de décisions en fonction du risque ».

Processus de planification des activités de réglementation

Le *Rapport annuel sur les plans et priorités*, qui est soumis au Parlement, comprend un sommaire du plan global des activités de la CCSN.

La CCSN structure ses activités d'application de la réglementation des centrales nucléaires en créant et mettant en œuvre des plans de travail pour chaque centrale nucléaire, en en faisant le suivi et en les ajustant au besoin. Ces plans sont revus pour s'assurer qu'ils permettront d'atteindre des objectifs spécifiques et pour assurer la cohérence entre les centrales nucléaires à l'égard de la planification des inspections, examens et autres activités d'application de la

réglementation. Les activités apparaissant sur les plans de travail pour chacune des centrales sont regroupées dans un plan sommaire appelé le plan des activités de réglementation et leur coût est évalué afin de préparer une estimation des droits annuels devant être payés par chacune des centrales nucléaires (voir l'alinéa 8.1a)). Avant chaque année fiscale, le plan des activités de la réglementation est transmis aux titulaires de permis accompagné d'un avis sur l'estimation des droits annuels qu'ils devront payer pour leur centrale.

Au cours de la période de référence, la CCSN a documenté de manière officielle son processus de planification annuelle des opérations et amélioré la surveillance et la soumission de rapports de haut niveau sur l'utilisation des ressources dans le cadre de ses opérations (réelles vs prévues), ainsi que de certains rapports de fin d'année soumis aux titulaires de permis relativement aux activités de réglementation.

Suggestion S16 résultant de la mission initiale du SEIR en 2009

« La CCSN devrait poursuivre l'intégration de ses processus de planification stratégique et annuelle ainsi que de ses processus de contrôle et de surveillance de l'année en cours de manière à établir des factures plus justes pour les titulaires de permis et s'assurer de l'adéquation et de la réaffectation des ressources selon les priorités de l'organisme. À cette fin, la CCSN devrait envisager l'utilisation intégrée d'indicateurs de rendement pour chaque activité de programme et les processus connexes. »

L'équipe d'examen par les pairs qui a participé à la mission de suivi du SEIR en 2011 a constaté que des améliorations avaient été apportées au processus de planification de la CCSN (p. ex. le processus a été simplifié et il débute plus tôt). Le processus révisé a amélioré l'intégration de l'information sur la gestion du rendement à l'allocation des ressources. À la suite de l'adoption du modèle de répartition de proportions déterminées pour le calcul des droits à payer, les changements au niveau des activités réglementaires au cours d'une année (p. ex. entraînés par des changements opérationnels) ne nécessitent plus d'ajustements immédiats des factures sur les droits que les titulaires de permis doivent payer. Ceci peut maintenant attendre à la prochaine année fiscale. Pour ces raisons, l'équipe d'examen par les pairs a clos le dossier lié à la suggestion S16.

Programme de recherche et de soutien de la CCSN

Le programme de recherche et de soutien de la CCSN continue de donner au personnel accès à des sources indépendantes offrant conseils, expertise, expérience, information et autres ressources par le recours à des contrats et des ententes de contribution avec le secteur privé ainsi qu'avec d'autres agences et organismes canadiens et internationaux. Les travaux entrepris dans le cadre de ce programme visent à aider le personnel à remplir la mission de réglementation de la CCSN. Le programme de recherche et de soutien de la CCSN est indépendant du vaste programme de recherche et de développement dirigé par le secteur nucléaire. L'appendice E décrit les objectifs de la recherche entreprise par la CCSN (et par le secteur nucléaire canadien) pour la période de référence.

Le rapport résultant de la mission initiale du SEIR en 2009 mentionnait le besoin de faire correspondre davantage le programme de recherche et de soutien de la CCSN aux priorités en matière de réglementation. Au cours de la période de référence, la CCSN a examiné comment

elle détermine, fait la gestion et contrôle ses besoins en matière de recherche. Cet examen a entraîné un nombre de changements fondamentaux à ses dispositions, dont les suivantes :

- la création d'une nouvelle Division de la recherche en réglementation et de l'évaluation, au sein de la Direction générale des affaires réglementaires
- un examen des besoins à court, à moyen et à long terme en matière de recherche pour remplir le mandat de la CCSN, et la détermination de leur priorité
- l'harmonisation des objectifs de recherche sur les domaines de sûreté et de réglementation de la CCSN, facilitant ainsi l'établissement d'un lien entre les activités de recherche et les priorités en matière de réglementation
- la mise en place d'un plan intégré unique pour le programme à l'appui de la recherche et des garanties, celui-ci étant élaboré sur un cycle de trois ans
- l'application des mesures en matière de contrôle et de gouvernance et des processus en place pour faire la surveillance du programme et la mise en œuvre des améliorations proposées, y compris les travaux en cours pour prolonger la période que couvre le programme jusqu'à 10 ans et plus

Recommandation R1 résultant de la mission initiale du SEIR en 2009

« La CCSN devrait entreprendre un programme périodique de planification stratégique afin de définir les activités de recherche à court et à long terme nécessaires pour appuyer les décisions réglementaires en attente ou devant possiblement être prises. »

L'équipe d'examen par les pairs qui a participé à la mission de suivi du SEIR en 2011 a constaté que les mesures prises par la CCSN pour définir et faire le suivi des programmes de recherche à court et à long terme étaient efficaces. Pour cette raison, l'équipe d'examen par les pairs a clos le dossier lié à la recommandation R1.

Recommandation R2 résultant de la mission initiale du SEIR en 2009

« Il faudrait consacrer suffisamment de moyens aux activités de recherche pour que le programme de planification stratégique puisse être appuyé de façon adéquate. »

Se fondant sur les progrès réalisés et la confiance qu'elle a acquise que l'engagement à mettre en œuvre le programme élaboré en réponse à la recommandation R2 allait être maintenu, l'équipe d'examen par les pairs qui a participé à la mission de suivi du SEIR en 2011 a clos le dossier lié à la recommandation R2.

8.1e) État de préparation pour les projets de nouvelle centrale nucléaire

Au cours de la période de référence, le personnel de la CCSN a continué d'évaluer et d'améliorer son état de préparation à effectuer la réglementation des projets de nouvelle centrale nucléaire. Des améliorations ont été apportées tout au long de la période de référence aux chapitres de l'intégration et de l'uniformité des évaluations techniques. Les initiatives d'amélioration portant sur la délivrance de permis (voir l'alinéa 7.2(ii)) seront appliquées pour traiter les demandes de permis pour de nouvelles centrales nucléaires. Des progrès ont également été réalisés dans le secteur de la préparation des documents du cadre de réglementation applicables aux nouvelles centrales nucléaires (voir l'alinéa 7.2(i)c)). Il faut noter que les initiatives ayant trait à la

préparation pour effectuer la réglementation de ces centrales contribuent à clarifier les pratiques d'exécution des activités liées aux installations présentement en exploitation, et vice versa.

Au cours de la période de référence, la CCSN a mis en œuvre un projet de grande ampleur portant sur le cycle de vie des centrales qui font l'objet des projets de nouvelle centrale nucléaire. Bien qu'il ait été conçu spécifiquement pour le projet d'une nouvelle centrale au site de Darlington, il servira de base à la planification exhaustive du cycle de vie de telles centrales couvrant toutes les activités d'autorisation et de vérification de la conformité devant être réalisées à l'égard des futurs projets de construction de nouvelle centrale nucléaire. La phase II couvre spécifiquement la caractérisation de toutes les activités réglementaires nécessaires pour le projet de nouvelle centrale au site de Darlington, de la soumission initiale de la description du projet à l'exploitation commerciale dans le cadre d'un permis d'exploitation, en passant par l'évaluation environnementale. Ce projet s'accompagne de projets distincts mais intimement liés, visant le développement du cadre de réglementation nécessaire, pour s'assurer que les attentes de la CCSN à l'égard de certains domaines techniques et aspects d'autorisation sont claires (voir l'alinéa 7.2(i)c)), ainsi que la préparation des plans d'évaluation et des procédures de travail à usage interne de la CCSN nécessaires (voir l'alinéa 7.2(ii)a)).

Suggestion S9 résultant de la mission initiale du SEIR en 2009

« La CCSN devrait peaufiner ses plans actuels et confirmer qu'elle est prête sur le plan organisationnel (p. ex. structure, dotation du personnel, compétences) à effectuer la transition de la phase de planification de projet à l'examen technique des demandes de nouvelles conceptions, à l'inspection des activités de construction et à la surveillance du démarrage et de l'exploitation. »

L'équipe d'examen par les pairs qui a participé à la mission de suivi du SEIR en 2011 a constaté que le projet portant sur le cycle de vie « est réalisé en faisant appel aux processus, aux outils et aux dispositions en matière de gouvernance faisant partie du système de gestion de la CCSN. En outre, les renseignements concernant la planification des ressources provenant du projet portant sur le cycle de vie sont incorporés dans le processus de planification de la CCSN ». Se fondant sur les progrès réalisés et la confiance qu'elle a acquise que les processus, outils et les dispositions en matière de gouvernance en place continueront de donner l'assurance que le projet sur le cycle de vie sera contrôlé de manière adéquate et bénéficiera de ressources appropriées, l'équipe d'examen par les pairs a clos le dossier lié à la suggestion S9.

8.1f) Ouverture et transparence

Diffusion de renseignements – généralités

Une partie du mandat de la CCSN consiste à diffuser l'information scientifique, technique et de réglementation à toutes les parties intéressées (voir l'alinéa 7.1a)). La CCSN consulte les parties et organisations ayant un intérêt pour ses activités de réglementation et intervient auprès d'elles. Les parties en question comprennent :

- les titulaires de permis de la CCSN
- les entreprises du secteur nucléaire
- les ministères et organismes fédéraux et provinciaux ainsi que les gouvernements municipaux
- les groupes autochtones (voir l'alinéa distinct ci-après)

- les groupes d'intérêt spéciaux (les environnementalistes, d'autres organisations non gouvernementales)
- les membres des collectivités voisines d'installation nucléaire et des collectivités pouvant le devenir
- d'autres groupes et membres du public

Au cours de la période de référence, la CCSN a continué de repérer les parties intéressées et d'intervenir auprès du plus grand nombre possible d'entre elles, axant ses activités de relations externes de façon à renforcer la sensibilisation et la compréhension de la population à l'égard de son rôle et des activités nucléaires réglementées. Le dialogue avec différentes parties intéressées a été amélioré, notamment celui avec les gouvernements municipaux dans les régions où se situent les installations d'importance, les médias, les fonctionnaires provinciaux, les associations professionnelles et les organisations non gouvernementales. La CCSN a continué de maintenir un dialogue ouvert avec une gamme de parties intéressées, dont l'Association canadienne des collectivités voisines d'une installation nucléaire.

Afin de s'assurer de pouvoir répondre aux besoins de parties intéressées futures, la CCSN communique de façon proactive avec des collectivités susceptibles d'être visées par des activités nucléaires au cours de la prochaine décennie, comme les dépôts de déchets, les mines, les usines de concentration et les nouvelles centrales nucléaires, afin de leur expliquer le processus réglementaire et de répondre à leurs questions.

La CCSN est tout autant engagée à venir en aide aux titulaires de permis afin qu'ils comprennent et se conforment au régime réglementaire de la CCSN. Elle a entrepris différentes activités en ce sens, y compris :

- offrir des sessions d'information
- participer au groupe consultatif en matière de formation et d'accréditation (présidé conjointement par la CCSN et les entreprises du secteur de l'énergie nucléaire), y compris des échanges au niveau des politiques sur la formation et de l'accréditation du personnel des centrales nucléaires
- participer aux réunions du comité de sûreté nucléaire du COG ainsi qu'aux réunions de la Tribune des chefs de l'exploitation nucléaire et du personnel de direction de la CCSN (voir l'alinéa 8.1f) afin de favoriser une compréhension commune des questions génériques de sûreté et d'autorisation

D'autres initiatives entreprises par la CCSN en matière de diffusion de renseignements sont décrites dans l'alinéa distinct ci-après consacré à la réponse à l'accident de Fukushima.

Processus ouverts et transparents

Conformément aux politiques fédérales sur la consultation publique et sur l'équité en matière de réglementation, le régime législatif et le cadre de réglementation nucléaires sont ouverts et transparents. La CCSN s'est engagée de manière non équivoque à ce que les affaires et les activités la Commission soient le plus possible menées de manière ouverte et transparente.

La Commission exerce ses fonctions suivant un processus ouvert et transparent. Lorsque possible, les audiences publiques et les réunions de la Commission sont tenues dans les collectivités touchées par les décisions devant être prises. Toutes ces audiences et réunions sont ouvertes au public et diffusées en direct sur le Web afin que toute personne désirant les suivre puisse le faire. Leur tenue est annoncée bien à l'avance et leur ordre du jour est disponible sur le site Web de la

CCSN. Les parties intéressées peuvent obtenir une copie des documents à l'intention des commissaires (CMD), sur demande. Tout membre du public ou partie intéressée peut demander d'être entendu à une audience de la Commission, soit en personne ou par écrit. La Commission permet les téléconférences et vidéoconférences afin de faciliter la participation du public. De même, les transcriptions des audiences et des réunions publiques de la CCSN sont affichées sur le site Web de la CCSN.

Dans le cas de l'audience portant sur l'EE et la demande d'un permis de préparation de l'emplacement pour le projet d'une nouvelle centrale nucléaire sur le site de Darlington, en plus de ce qui précède, le public pouvait avoir accès sur le Web, en temps réel, à tous les documents présentés ainsi que la possibilité de soumettre des commentaires (avant l'audience) sur tous les mémoires présentés. De plus, une session d'information publique spéciale a été tenue et diffusée sur le Web pour permettre de discuter des questions en suspens dans le cadre d'une assemblée publique (également avant l'audience). À la fin de chaque journée de l'audience, la possibilité d'être entendu pendant quelques minutes était également offerte aux membres du public afin qu'ils puissent faire valoir leurs opinions, même s'ils ne s'étaient pas inscrits comme intervenant et n'avaient pas produit un mémoire.

La CCSN offre au public plusieurs occasions d'être entendu dans le cadre de son processus d'élaboration des règlements (voir l'alinéa 7.2(i)a)) et de son processus d'élaboration des documents d'application de la réglementation (voir l'alinéa 7.2(i)b)). L'introduction de documents de travail par la CCSN au cours de la période de référence ainsi que l'analyse et la publication de la rétroaction qu'ils suscitent (voir l'alinéa 7.1) ont également contribué à améliorer le degré d'intervention et la nature des interactions possibles.

La CCSN, en tant qu'agent du gouvernement du Canada et organisme de réglementation, reconnaît et comprend l'importance de consulter les peuples autochtones canadiens et de tisser des liens avec eux. Le document de la CCSN intitulé *Codification des pratiques actuelles : Engagement de la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) à l'égard des consultations auprès des Autochtones* décrit l'approche adoptée par celle-ci pour remplir ses obligations légales relatives à la consultation des Autochtones au sujet des projets réglementés par elle. En outre, l'engagement de la CCSN d'avoir en place des processus de consultation des Autochtones efficaces et bien gérés suit l'orientation décrite dans le document intitulé *Consultation et accommodement des Autochtones – Lignes directrices actualisées à l'intention des fonctionnaires fédéraux pour respecter l'obligation de consulter – mars 2011*.

En 2011, la CCSN a établi un programme d'aide financière afin d'offrir aux membres du public, aux groupes autochtones et à d'autres parties intéressées la possibilité de faire la demande d'un soutien financier pour les aider à participer au processus de la CCSN de prise de décisions en matière de réglementation. Ceci permet aux parties intéressées éligibles de participer à des aspects de l'EE et/ou des activités de délivrance de permis dans le cas des installations nucléaires d'importance. Un soutien financier peut également être attribué pour d'autres délibérations de la Commission qui revêtent un grand intérêt pour le public ou pour les peuples autochtones. Un comité indépendant d'examen des demandes de soutien financier, composé de trois membres externes, examine toutes les demandes et fait des recommandations à la CCSN sur les bénéficiaires éventuels de financement, les montants pour chacun et les résultats attendus. La CCSN approuve l'attribution des fonds dans son ensemble.

Au cours de la période de référence, la CCSN a adopté la pratique d'obtenir les commentaires du public sur son rapport annuel *Évaluation intégrée en matière de sûreté des centrales nucléaires au Canada par le personnel de la CCSN*. Les commentaires soumis sont lus par la Commission et peuvent être traités, le cas échéant, dans le cadre de la réunion publique au cours de laquelle le personnel de la CCSN présente le rapport à la Commission.

Le rapport de la CCSN résultant de la mission initiale du SEIR en 2009 mentionnait, à titre de point fort au Canada, que « les processus et stratégies de la CCSN visant à encourager la participation de tiers et, en particulier, celle du public, sont complets, ouverts et transparents ».

Réponse à l'accident de Fukushima

La CCSN a appliqué un processus exhaustif de consultation du public afin de l'aider à s'assurer que les autres organisations, ainsi que les citoyens canadiens, avaient l'occasion de fournir des commentaires sur la réponse de la CCSN à l'accident de Fukushima. Les principaux rapports préparés par la CCSN (p. ex. le Rapport du Groupe de travail de la CCSN et le *Plan d'action de la CCSN*) ont été affichés afin d'obtenir des commentaires du public. Les résultats ainsi que les conclusions ont été présentés à la Commission lors d'une réunion à laquelle le public avait accès. Pour plus de renseignements, voir l'annexe 8.

Le Comité consultatif externe (CCE) a reconnu les mesures prises par la CCSN tôt après l'accident. Il a recommandé que la CCSN élabore une stratégie exhaustive de communications avec le public et de sensibilisation, qui miserait sur des outils variés, dont les médias sociaux, et qu'elle élargissent ses partenariats et ses relations avec divers médias scientifiques spécialisés qui sont en mesure d'informer le public au sujet de la sûreté nucléaire. Les paragraphes suivants décrivent brièvement les outils et stratégies déjà utilisés, ainsi que des améliorations qui répondent à cette recommandation.

En février 2012, la CCSN a lancé sa propre page Facebook, en anglais et en français. Ceci a été suivi en janvier 2013 par le lancement sur la chaîne YouTube de contenu vidéo original de la CCSN. De nouvelles informations ont été ajoutées au contenu du site Web de la CCSN afin de couvrir tous les aspects importants en matière de sûreté liés à l'exploitation des installations nucléaires, dont les mesures d'intervention en cas d'urgence nucléaire. La CCSN a déjà entrepris la mise à jour régulière de sujets courants d'intérêt public et les parties intéressées, y compris le *Plan d'action de la CCSN* et la préparation aux urgences. Le site Web de la CCSN présente maintenant, sous la rubrique réaménagée « Ressources pédagogiques », des renseignements sur le cycle de vie du combustible nucléaire, la sûreté nucléaire et d'autres sujets du domaine nucléaire. La CCSN a également développé la rubrique « La CCSN en ligne », un outil d'apprentissage interactif qui couvre des renseignements au sujet du secteur nucléaire et du rôle que joue la CCSN dans la réglementation de celui-ci. En conséquence directe de l'accident de Fukushima, la CCSN a également mis en place une page Web distincte consacrée aux situations de crise.

Au cours de la période de référence, la CCSN a également commencé à offrir des séances d'information « CCSN 101 ». Pour ce faire, le personnel de la CCSN rend visite à des collectivités canadiennes afin d'expliquer aux parties intéressées la réglementation du secteur nucléaire au pays.

Durant la crise de Fukushima, la CCSN a travaillé avec le Centre canadien sciences et médias afin d'accroître l'efficacité des communications de ses experts en la matière. Au cours de la prochaine période de référence, d'autres spécialistes de la CCSN recevront une formation sur la manière de communiquer avec les parties intéressées, mettant l'accent sur les communications en temps de crise.

8.1g) Approche collaborative à la résolution des questions de sûreté

La Tribune des chefs de l'exploitation nucléaire et du personnel de direction de la CCSN constitue un moyen efficace de communication à un haut niveau entre les titulaires de permis de centrale nucléaire et la CCSN. Les participants examinent des questions stratégiques qui concernent les titulaires de permis et la CCSN, favorisant ainsi une meilleure compréhension et contribuant à s'assurer que les efforts sont concentrés sur les questions de sûreté liées aux centrales nucléaires. Cette tribune sert à cerner les défis de nature stratégique et les occasions qui pourraient avoir un impact sur le secteur de l'énergie nucléaire au Canada et sur la CCSN, et à faciliter l'atteinte d'une compréhension mutuelle. Au cours de la période de référence, cette tribune a continué d'évoluer et d'aider à concentrer les efforts de façon à résoudre différentes questions de sûreté. Bien que la tribune ne soit pas un mécanisme de prise de décisions en matière de réglementation, elle a facilité les échanges sur les points suivants :

- les questions actuelles et émergentes relatives au mandat de la CCSN concernant la santé et la sécurité des personnes, la sécurité nationale et l'environnement
- les nouveaux développements dans le secteur nucléaire, les projets majeurs, etc.
- les domaines d'intérêt de même que les priorités et plans stratégiques respectifs, lorsque cela était pratique et approprié

La CCSN participe également, avec d'autres membres du secteur nucléaire, à l'élaboration des normes du Groupe CSA, tel que décrit à l'alinéa 7.2(i)b).

Au cours de la période de référence, la CCSN et les entreprises du secteur de l'énergie nucléaire ont également mis sur pied une tribune stratégique pour examiner, sur une base trimestrielle, les progrès au chapitre de la réalisation du *Plan d'action de la CCSN*.

8.2 État de l'organisme de réglementation

8.2a) Séparation de la CCSN des autres organisations faisant la promotion ou l'usage de l'énergie nucléaire

L'adoption de la LSRN a introduit une législation habilitante et distincte pour la réglementation des activités nucléaires et ainsi permis de séparer les fonctions de l'organisme de réglementation de celles attribuées aux organisations qui font la promotion ou l'usage de l'énergie nucléaire. Le mandat de la CCSN (voir l'alinéa 7.1a)) est clairement axé sur la sûreté, la santé et la sécurité des personnes, la protection de l'environnement ainsi que le respect des obligations internationales. Il ne s'étend pas aux affaires économiques, dont la promotion de l'énergie nucléaire.

La LSRN fait de la Commission (décrite à l'alinéa 7.1a)) une cour d'archives, ce qui lui permet de gérer ses affaires de manière indépendante. Les commissaires sont assujettis à des lignes directrices en matière de conflits d'intérêts et d'éthique afin de s'assurer qu'il existe une séparation entre eux et les différentes parties intéressées. Ils exercent leurs fonctions « à titre inamovible », par opposition à une nomination « à titre amovible ». Ceci signifie qu'ils ne

peuvent être destitués que pour une raison valable. Les décisions de la CCSN ne sont pas soumises à l'examen d'un ministre ou d'autres éléments du pouvoir exécutif du gouvernement. Elle stipule que seul le gouverneur en conseil peut donner des instructions à la Commission; celles-ci doivent être d'orientation générale et ne pas viser un titulaire de permis en particulier. De plus, un tel décret serait publié dans la *Gazette du Canada* et déposé devant chaque chambre du Parlement. Le document *Instructions relativement à la santé des Canadiens* (décrit à l'alinéa 8.2b)) est un exemple d'un tel décret.

Afin de préserver l'intégrité de la Commission comme organisme décisionnel indépendant, les échanges entre la Commission et le personnel de la CCSN se font par l'intermédiaire du Secrétariat. Le personnel de la CCSN, à l'exception du personnel du Secrétariat et du président, a très peu de contact avec les commissaires, sauf lors des audiences publiques.

La CCSN, en temps qu'organisation, est également indépendante d'autres organisations du gouvernement, tel que décrit à l'alinéa 8.1a). L'indépendance de la CCSN vis-à-vis RNCAN, qui est chargé d'élaborer des politiques générales en matière d'énergie nucléaire au Canada, a été évaluée de façon détaillée lors de la mission initiale du SEIR en 2009. Le rapport de cette équipe contient les remarques suivantes :

« À cause du rôle de RNCAN en tant que ministère compétent à la fois de la CCSN et d'EACL, de même qu'en tant que titulaire d'un permis de la CCSN, l'équipe d'inspection du SEIR a mené une enquête approfondie sur l'indépendance de droit et de fait de la CCSN dans ses rapports avec RNCAN. À partir de l'auto-évaluation de la CCSN et des entrevues qu'ils ont eues avec des responsables de la Commission et de RNCAN, les membres de l'équipe ont observé ce qui suit :

- RNCAN agit comme voie administrative pour la Commission. La CCSN présente ses rapports au Parlement par l'entremise du ministre de RNCAN.
- Les pouvoirs exécutifs de RNCAN sur la CCSN sont limités ; par exemple, le ministère peut demander des rapports sur des questions concernant l'administration et la gestion des affaires de la Commission [LSRN, paragraphe 12(4)].
- Toutes les décisions importantes comme la nomination de commissaires, la publication de directives et l'approbation de règlements sont prises par le Cabinet dans son ensemble et promulguées par le gouverneur en conseil.
- Un membre de la Commission ne peut être relevé de sa fonction par le gouverneur en conseil que pour inconduite.

L'équipe d'inspection du SEIR convient que les dispositions canadiennes respectent les exigences du paragraphe 2.2(2) de la norme GS-R-1. »

Aucune autre nouvelle remarque au sujet de l'indépendance de l'organisme de réglementation n'a été soulevée lors de la mission de suivi du SEIR en 2011, confirmant ainsi que la CCSN continue de maintenir un statut indépendant vis-à-vis l'ensemble des organisations et personnes qu'elle réglemente.

8.2b) Autres moyens contribuant à l'indépendance de la réglementation

La CCSN favorise des échanges et des communications ouvertes avec ses parties intéressées, recueillant ainsi en continu des données auprès de toutes les parties ayant un intérêt pour le secteur nucléaire au Canada. Des processus de réglementation transparents contribuent à rendre l'examen de ces données plus systématique et plus équitable (pour plus de renseignements, voir

l'alinéa 8.1f)). Ces dispositions aident à prévenir une influence indue de la part de toute partie ou entreprise. Un cadre solide de prise de décisions en fonction du risque et un encadrement solide favorisant les actions responsables et éthiques constituent d'autres mécanismes qui aident à préserver l'indépendance de la CCSN. Ceux-ci sont décrits de façon plus détaillée dans les paragraphes qui suivent.

Orientation et processus en matière de prise de décisions

L'indépendance de la réglementation nucléaire est facilitée par un cadre de prise de décision solide qui correspond au mandat de la CCSN et est fondé sur une prise en compte rationnelle et équilibrée du risque.

La CCSN a reçu en décembre 2007 une orientation générale concernant les décisions importantes mettant en cause des risques de différentes natures. Les *Instructions relativement à la santé des Canadiens* adressées à la Commission canadienne de sûreté nucléaire stipulent ce qui suit :

« Dans ses efforts visant à réglementer la production, la possession et l'utilisation de substances nucléaires, afin d'éviter un risque indu à la santé des personnes, la Commission canadienne de sûreté nucléaire doit prendre en compte la santé des Canadiens qui, pour des raisons médicales, dépend des substances nucléaires produites dans les réacteurs nucléaires. »

Les notes explicatives accompagnant la directive indiquent qu'il faut protéger la santé des Canadiens si l'approvisionnement en isotopes à des fins médicales, au Canada et partout dans le monde, est grandement insuffisant, rendant ainsi la santé des Canadiens à risque.

L'application du processus de PDFR (décrit à l'alinéa 8.1d)) formalise le processus de prise de décisions de sorte que le risque est tenu en compte de façon systématique.

Le Bureau de la vérification, de l'évaluation et de l'éthique

Le Bureau de la vérification, de l'évaluation et de l'éthique administre trois programmes liés à l'éthique. Le programme en matière de valeurs et d'éthique procure aux employés des éléments d'orientation et des méthodes pour renforcer les relations en milieu de travail et avec les parties intéressées, ainsi que des outils pratiques pour la prise de décisions en matière d'éthique. Le programme de divulgation interne est conçu afin d'aider les employés à rapporter les actes répréhensibles de manière sûre et constructive et de les protéger des représailles. Le programme en matière de conflits d'intérêts et d'après-mandat met à la disposition de la CCSN et des employés des outils pour prévenir et éviter des situations qui pourraient donner l'impression qu'il existe un conflit d'intérêts ou qui pourraient créer un conflit d'intérêts réel ou potentiel.

Au cours de la période de référence, le Parlement du Canada a adopté un nouveau *Code de valeurs et d'éthique du secteur public*. Ce code institutionnalise les valeurs de la fonction publique, celles-ci étant le respect de la démocratie, le respect des personnes, l'intégrité, l'intendance et l'excellence. Il exige que les sous-ministres et les hauts fonctionnaires responsables de la divulgation au sein des agences et ministères fédéraux favorisent une culture positive en matière de valeurs et d'éthique et s'assurent que le personnel connaisse ses droits et ses obligations aux termes du code.

Le Code de valeurs et d'éthique du secteur public est entré en vigueur le 1^{er} juillet 2012. Faisant suite à de vastes consultations auprès des gestionnaires, du personnel et du syndicat représentant

la majorité de son personnel, la CCSN a adopté six valeurs – respect, intégrité, service, excellence, responsabilité, sûreté – et à titre de complément, des attentes de comportement qui tiennent compte des risques en matière d'éthique auxquels le personnel de la CCSN pourrait faire face. Tout manquement à un des deux codes peut entraîner des mesures disciplinaires pouvant aller jusqu'au congédiement. Le *Code des valeurs et d'éthique* de la CCSN comprend une convention relative à ce code que 98 % du personnel de la CCSN a signé volontairement, s'engageant ainsi, ainsi que leurs superviseurs, à respecter les normes d'éthique les plus élevées et à rapporter les actes non conformes à l'éthique qu'ils observent.

Quelques 45 séances d'information ont été tenues pour expliquer au personnel l'importance de ces valeurs. Ces séances couvraient le document de la CCSN intitulé *Politique sur les conflits d'intérêts et l'après-mandat* (2012) et sa nouvelle *Directive sur la déclaration et la gestion des conflits d'intérêts financiers* (2012) qui comprend une liste des titres financiers interdits. Les sites Web interne et externe de la CCSN présentent la loi ainsi que les politiques, programmes et procédures en matière d'éthique. On retrouve également sur intranet les cas de divulgation rapportés par le Commissariat à l'intégrité du secteur public du Canada, des scénarios décrivant des dilemmes pour le personnel en matière d'éthique, des rapport annuels sur les valeurs et l'éthique de même que des rapports produits en vertu de la *Loi sur la protection des fonctionnaires divulgateurs d'actes répréhensibles*. Des conférenciers sont invités à s'adresser au personnel lors d'événements et d'ateliers qui ont lieu chaque automne et tout au long de l'année

Article 9 – Responsabilités des titulaires de permis

Chaque Partie contractante fait le nécessaire pour que la responsabilité première de la sûreté d'une installation nucléaire incombe au titulaire de l'autorisation correspondante et prend les mesures appropriées pour que chaque titulaire d'une autorisation assume sa responsabilité.

9a) Loi établissant les responsabilités des titulaires de permis

Selon l'article 26 de la LSRN, il est interdit, sauf en conformité avec un permis délivré par la Commission, de préparer l'emplacement d'une installation nucléaire, ou de construire, d'exploiter, de déclasser ou d'abandonner une telle installation. Tel qu'énoncé à l'alinéa 7.2(ii), la Commission peut délivrer un permis seulement aux demandeurs qui possèdent les compétences nécessaires pour exploiter la centrale nucléaire et qui vont préserver la santé et sécurité des personnes et protéger l'environnement de façon adéquate.

Au paragraphe 12(1), le *Règlement général sur la sûreté et la réglementation nucléaires* attribue différentes responsabilités aux titulaires de permis à l'égard de la sûreté nucléaire. Au paragraphe 12(1)c), il exige que les titulaires de permis prennent toutes les précautions raisonnables pour protéger l'environnement et préserver la santé et la sécurité des personnes.

D'autres paragraphes attribuent des responsabilités aux titulaires de permis, notamment :

- veiller à ce qu'il y ait suffisamment de travailleurs qualifiés et les former
- fournir et entretenir les appareils exigés
- exiger de toute personne se trouvant sur les lieux de l'activité qu'elle utilise l'équipement, les appareils et les vêtements et qu'elle suive les procédures
- prendre toutes les précautions raisonnables pour contrôler le rejet dans l'environnement de substances nucléaires ou de substances dangereuses
- mettre des mesures en œuvre pour informer le personnel au sujet des dispositions en matière de sécurité et pour être alerté en cas d'activité illégale ou de sabotage

La politique d'application de la réglementation P-299 de la CCSN, *Principes fondamentaux de réglementation*, établit la responsabilité première des titulaires de permis dans l'énoncé suivant :

« Les personnes et les organisations qui sont assujetties à la LSRN et ses règlements sont directement responsables de la gestion des activités réglementées d'une manière qui protège la santé, la sûreté, la sécurité et l'environnement, tout en respectant les obligations internationales du Canada. »

Dans l'ensemble, le régime de réglementation des centrales nucléaires au Canada est relativement non prescriptif, reposant sur des exigences et des normes de rendement de nature générale.

9b) Moyens utilisés par les titulaires de permis pour s'acquitter de leurs responsabilités en matière de sûreté

L'approche en matière de réglementation au Canada offre aux titulaires de permis une certaine flexibilité à l'égard de la façon de satisfaire aux exigences de base en matière de sûreté, tout en répondant le plus possible à leurs propres besoins. Les titulaires de permis sont responsables de

s'assurer que leurs systèmes, programmes, processus et conceptions répondent aux exigences. Une description des dispositions prises à cette fin est soumise à la CCSN au moment de présenter une demande de permis (voir l'appendice C). Si elles sont acceptées par la CCSN, ces provisions font alors partie du fondement d'autorisation (défini à l'alinéa 7.2 (ii)a) d'une centrale nucléaire et orientent les activités futures de réglementation.

Les titulaires de permis démontrent que l'exploitation de leur centrale répond aux normes de rendement et qu'elle continuera de satisfaire aux exigences pertinentes tout au long de la durée de vie prévue à la conception.

Pendant l'exploitation, les titulaires de permis s'acquittent de leurs responsabilités en effectuant les activités suivantes qui sont décrites dans d'autres parties de ce rapport :

- se conformer aux exigences réglementaires énoncées dans les lois et règlements pertinents
- exploiter leurs installations selon le fondement d'autorisation (voir l'article 19)
- établir et appliquer une ligne de conduite pour l'exploitation (LCE; voir « Dispositions organisationnelles spécifiques » ci-après)
- établir et respecter des limites d'exploitation sûre (voir l'alinéa 19(ii))
- élaborer des politiques en matière de sûreté et développer une culture organisationnelle afin d'assurer l'exploitation sûre de la centrale nucléaire (voir l'article 10)
- surveiller le rendement du personnel et des installations afin de s'assurer qu'il répond aux attentes (voir les alinéas 12h), 14(ii)a) et 19(vii))
- veiller à ce que des ressources qualifiées soient disponibles en tout temps, tant pour effectuer les activités prévues que pour intervenir en cas d'événement imprévu (voir l'annexe 11.2b))
- appliquer des systèmes de gestion pour atténuer les risques associés à l'exploitation de la centrale nucléaire (voir l'article 13)

Tel qu'indiqué à l'alinéa 13a), tous les titulaires de permis doivent, conformément à leur permis d'exploitation, mettre en œuvre et maintenir à jour un système de gestion conforme à la norme N286-05 de la CSA, *Exigences relatives aux systèmes de gestion des centrales nucléaires*. On s'attend à ce qu'un système de gestion d'une centrale nucléaire établisse la sûreté comme objectif ultime, qu'il favorise l'exploitation sûre de celle-ci durant toutes les phases de son cycle de vie et qu'il mette en œuvre des pratiques qui contribuent à l'excellence au chapitre du rendement des travailleurs. Le document N286-05 de la CSA exige que des mesures soient prises pour s'assurer d'une exploitation sûre, vérifier la compétence des travailleurs, de partager et utiliser l'OPEX, vérifier que les travaux sont exécutés de façon adéquate, cerner et résoudre les problèmes et effectuer le contrôle des changements. Ce document exige également que des évaluations indépendantes soient réalisées pour confirmer l'efficacité du système de gestion à l'égard de l'atteinte des résultats attendus. Ces mesures aident à s'assurer que les titulaires de permis remplissent leurs responsabilités en matière de sûreté.

Réponse globale des titulaires de permis à l'accident de Fukushima

Les titulaires de permis ont répondu de manière exhaustive à l'accident de Fukushima, consacrant passablement de ressources à des efforts coordonnés afin de tenir compte de manière systématique des leçons tirées de cet accident. Suite à celui-ci, chacun des titulaires de permis a entrepris des inspections et des évaluations détaillées afin de confirmer la sûreté des centrales

nucléaires et de cerner les domaines nécessitant des améliorations afin de renforcer la réponse aux événements graves. Les évaluations répondaient à l'orientation et aux critères établis par la CCSN, ou les dépassaient, et ont été adaptées pour tenir compte des leçons tirées de façon graduelle au cours de la période qui a suivi l'accident. Globalement, les titulaires de permis ont répondu en temps opportun aux demandes d'information et d'action qu'ils ont reçues de la CCSN.

Plus particulièrement, les titulaires de permis ont proposé ou sont en train d'évaluer un certain nombre d'améliorations de sûreté supplémentaires, comme d'autres points d'injection de caloporteur, des dispositifs supplémentaires de réduction de l'hydrogène ainsi que des groupes électrogènes et des pompes additionnels sur le site et hors site. De plus, à certaines centrales, des modifications ont été apportées pour améliorer la défense contre des phénomènes naturels extrêmes (notamment les inondations), et on a accéléré la mise en place de recombineurs autocatalytiques passifs d'hydrogène (RAP; pour plus de renseignements, voir l'alinéa 18(i)) et des lignes directrices relatives à la gestion des accidents graves (LDGAG; pour plus de renseignements, voir l'alinéa 19(iv)).

Dispositions organisationnels spécifiques

Plusieurs des dispositions spécifiques mises en place par chacun des titulaires de permis pour s'acquitter de ses responsabilités en matière de sûreté sont décrites dans son document intitulé LCE. Ce document est soumis avec une demande de permis et il est exécutoire, car il fait partie du fondement d'autorisation de la centrale nucléaire. La LCE fournit des directives visant à exploiter la centrale nucléaire de manière sûre et elle reflète l'analyse de la sûreté qui a été soumise à la CCSN dans le cadre de la demande de permis. À chacune des centrales nucléaires, le document intitulé LCE explique comment le titulaire de permis doit l'exploiter, en faire l'entretien et modifier ses systèmes de sorte à optimiser la sûreté nucléaire et à réduire les risques qui en découlent pour le public à un niveau assez faible pour être acceptable. Chaque titulaire de permis doit définir les limites d'exploitation sûre, celles-ci étant dérivées de l'analyse de la sûreté qui a été utilisée pour obtenir le permis d'exploitation de l'installation. Il n'est pas permis d'exploiter les centrales dans des états dont on n'a pas tenu compte dans l'analyse de la sûreté ou qui ne sont pas délimités par cette dernière.

Chaque titulaire de permis a assigné à un chef de la direction clé la responsabilité de l'exploitation et de la sûreté de la centrale nucléaire. Ces cadres supérieurs ou chefs du secteur nucléaire se rencontrent périodiquement dans le cadre de la Tribune des chefs de l'exploitation nucléaire qui est décrite plus loin. Chaque titulaire de permis établit la structure de son organisation pour optimiser la sûreté des installations nucléaires sous sa responsabilité.

En réponse à l'accident de Fukushima, les titulaires de permis ont également examiné leurs organisations afin de déceler toute possibilité de changement. Par exemple, à OPG, les organisations responsables de la sécurité et des interventions en cas d'urgence ont été intégrées en une seule organisation à direction centralisée, sous la direction d'un vice-président. Cette organisation regroupe des ressources dans les domaines suivants : protection-incendie, intervention en cas d'urgence, préparation aux urgences, gestion des urgences, sécurité générale et nucléaire, amélioration de la responsabilité organisationnelle, de l'efficacité et de l'efficience par l'entremise de partenariats et de collaborations. L'organisation Services de sécurité et d'urgence (Security and Emergency Services) d'OPG est résolue à s'assurer qu'OPG peut se préparer aux urgences, intervenir dans de tels cas et se rétablir suite aux urgences. Les efforts de

cette organisation sont axés sur le soutien à l'exploitation tout en assurant la protection du personnel, des biens et des collectivités à proximité de ses installations.

9 c) Autres moyens qui aident les titulaires de permis à s'acquitter de leurs responsabilités

Examens par les pairs et autres

Les titulaires de permis effectuent des examens indépendants qui contribuent à confirmer qu'ils remplissent leurs responsabilités en matière de sûreté. Par exemple, les titulaires de permis de centrale nucléaire et EACL sont membres de l'Association mondiale des exploitants de centrales nucléaires (WANO) et reçoivent sur une base régulière la visite d'équipes d'examen de cette association (voir l'alinéa 14(i)f)). À titre d'exemple additionnel, Bruce Power, OPG et ENNB initient régulièrement des évaluations indépendantes de la sûreté nucléaire par des personnes de l'extérieur, sous les auspices de la Commission d'examen de la sûreté nucléaire (CESN), afin de pouvoir donner l'assurance qu'elles se conforment à leurs manuels du système de gestion et à leurs politiques en matière de sûreté nucléaire. La CESN est une équipe composée d'experts de secteurs autres que le nucléaire, qui effectue des évaluations annuelles (d'une durée typique d'une semaine) des activités aux centrales nucléaires qui pourraient avoir une incidence sur le rendement et la sûreté nucléaire. Elle se rapporte directement au chef de l'exploitation nucléaire.

Pour donner suite à l'incident mettant en cause de la contamination alpha à la tranche 1 de la centrale de Bruce-A, Bruce Power a demandé à l'Institut de la radioprotection du Canada d'effectuer un examen. Bruce Power a pris des mesures pour répondre aux recommandations de cet institut et a rendu son rapport public. Pour plus de renseignements, voir l'annexe 15b).

Mesures collectives

Bien que le cadre de réglementation soit en place pour s'assurer que chaque titulaire de permis s'acquitter de ses responsabilités en matière de sûreté, les titulaires de permis au Canada agissent également de manière collective à cette fin. Les objectifs de cet effort collectif sont de mettre en commun les connaissances et l'expertise (lorsque approprié), de coordonner et d'établir la priorité des initiatives d'amélioration et des mesures visant à résoudre les problèmes ainsi que d'accroître de façon globale la conformité aux exigences réglementaires.

En plus d'être membres de WANO et de la CSA, tous les titulaires de permis de centrale nucléaire au Canada et EACL sont membres du COG. Celui-ci est une organisation à but non lucratif ayant pour but de fournir des programmes de coopération, d'entraide mutuelle et d'échange d'information afin que le soutien, le développement, l'exploitation et l'entretien de la technologie CANDU soient menés à bien et que cette dernière soit rentable. Pour plusieurs projets d'amélioration de la sûreté des réacteurs CANDU, dont bon nombre d'exemples sont mentionnés dans ce rapport, le COG a défini la façon de procéder. En plus de ses activités de R-D (décrites à l'appendice E.2), le COG parraine les initiatives et programmes suivants qui aident les titulaires de permis à s'acquitter de leurs responsabilités :

- échange d'information : partage de l'OPEX et soutien à tous les membres du COG pour résoudre des problèmes techniques et d'exploitation
- projets et services conjoints : initiation et gestion de projets et services financés conjointement, par l'entremise :
 - d'aide entre des centrales

- de projets conjoints
- affaires réglementaires : adoption de plans et stratégies communs pour résoudre des questions de sûreté nucléaire
- gestion des connaissances : partage des meilleures pratiques, présentation de programmes de formation élaborés conjointement et développement d'outils de maintien du savoir comme le manuel CANDU

En plus des programmes réguliers du COG, ses membres forment des groupes de travail pour examiner des questions spécifiques qui sont soulevées.

La Tribune des cadres de direction du secteur de l'énergie nucléaire, qui regroupe des représentants de la haute direction de tous les titulaires de permis et d'EACL, facilite l'adoption d'approches coordonnées pour résoudre les questions techniques et de réglementation importantes. Elle dirige et exerce une surveillance de haut niveau des travaux effectués par les groupes fonctionnels de façon à mieux comprendre et résoudre les questions de sûreté. Elle procure les bénéfices suivants : une cohérence des positions adoptées en matière d'autorisation, une harmonisation des orientations stratégiques et un partage des ressources. Le COG facilite les réunions de cette tribune, ce qui permet de s'assurer que les instructions émises par la haute direction correspondent aux programmes et projets du COG en cours.

Les cadres supérieurs du secteur de l'énergie nucléaire participent également à des échanges de haut niveau avec leurs homologues de la CCSN. Voir l'alinéa 8.1f).

En réponse à l'accident de Fukushima, les titulaires de permis de centrale nucléaire ont mis sur pied l'Équipe d'intégration du secteur CANDU (EISC) qui est constituée de représentants des propriétaires d'installation CANDU au Canada et ailleurs dans le monde. Le but de cette équipe est de s'assurer que les activités menées en réponse à l'accident de Fukushima répondent aux critères suivants :

- elles sont coordonnées et intégrées de sorte que l'approche dans son ensemble soit cohérente et ciblée
- elles se fondent sur une interprétation commune des exigences réglementaires
- la portée des activités est délimitée, et ces activités sont bien gérées

Dans le cadre de son mandat, l'EISC a également mis sur pied des groupes de travail spécifiques du secteur nucléaire, parrainés par le COG et qui œuvrent à la résolution de problèmes techniques de même qu'au niveau des programmes et de la R-D soulevés pendant les activités menées en réponse à l'accident de Fukushima. Ces groupes de travail s'attaquent notamment aux questions suivantes :

- la préparation aux urgences
- les modifications de la conception associées à l'accident de Fukushima
- les projets visant la prise en compte de plusieurs constatations du Groupe de travail de la CCSN sur Fukushima qui ont trait au système de gestion des accidents graves

Divulgence proactive et communications publiques

Une des priorités de base de la CCSN est de communiquer des renseignements clairs au sujet des activités de nature nucléaire aux Canadiens et de s'assurer que ceux-ci sont faciles d'accès. En 2012, la CCSN a publié le RD/GD-99.3, *L'information et la divulgation publiques* qui exige que les titulaires de permis de centrale nucléaire maintiennent des programmes d'information

publique et de divulgation. Ces programmes doivent être appuyés par des protocoles robustes de divulgation des événements et des développements mettant en cause leurs installations ou leurs activités. Les exigences de ces programmes sont fondées sur les objectifs de la Commission énoncés dans la LSRN et le *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I* qui stipule que le titulaire de permis d'une telle installation doit « informer les personnes qui résident à proximité de l'emplacement de la nature et des caractéristiques générales des effets prévus de l'activité visée sur l'environnement ainsi que sur la santé et la sécurité des personnes ». Elles sont également fondées sur les éléments d'orientation contenus dans le document d'orientation G-217 de la CCSN, *Les programmes d'information publique des titulaires de permis* qui a été publié en 2004.

Voici un sommaire des exigences énoncées dans le document RD/GD-99.3 que ces programmes doivent respecter :

- définir des objectifs et des auditoires cibles clairs (p. ex. les résidents, les groupes autochtones, les représentants élus et les agences gouvernementales comme les services de police et d'incendie locaux)
- faire le suivi des points de vue, des opinions et des préoccupations du public
- élaborer des stratégies et des produits
- élaborer et appliquer un protocole de divulgation
- tenir à jour des documents et des dossiers
- évaluer et améliorer les programmes

Les protocoles de divulgation publique doivent décrire le type d'information ou les rapports devant être rendus publics, les critères pour déterminer à quel moment publier cette information et ces rapports et le moyen de les divulguer. Afin de définir l'information et les rapports d'intérêt pour les différents auditoires, les demandeurs et titulaires de permis doivent consulter les parties intéressées du public et les groupes d'intérêt. Les protocoles doivent être affichés sur le Web et toute révision de ceux-ci doit être soumise à la CCSN.

Le document RD/GD-99.3 sera ajouté à tous les permis d'exploitation de centrale nucléaire d'ici la fin de 2013.

Les titulaires de permis se conformaient à la majorité des exigences du document RD/GD-99.3 avant qu'il ne soit publié. Ils ont depuis travaillé à mettre leurs programmes d'information publique à jour afin de répondre aux exigences de ce document, y compris des améliorations dans le domaine de la divulgation publique. Les éléments d'un programme typique d'information publique sont énumérés à l'annexe 9c).

La CCSN vérifiera sur une base régulière si les titulaires de permis se conforment aux exigences, particulièrement en ce qui a trait à la divulgation effectuée en vertu des protocoles qu'ils ont établis. Les programmes dans leur ensemble sont évalués une fois par année et les résultats de ces évaluations sont publiés dans le rapport intitulé *Évaluation intégrée en matière de sûreté des centrales nucléaires au Canada par le personnel de la CCSN*. Les programmes sont également évalués au moment d'examiner une demande de renouvellement d'un permis d'exploitation d'une centrale nucléaire. Les demandeurs doivent décrire de quelle façon les programmes tirent profit des activités antérieures et comment ils seront mis à jour pour répondre aux besoins en matière de communication des auditoires cibles au cours de la durée des permis à venir. Les programmes doivent être conçus à la mesure du risque que perçoit le public et du niveau d'intérêt du public pour les activités autorisées.

Outre les programmes d'information publique habituels des centrales nucléaires actuelles, OPG a continué de mettre en œuvre un programme exhaustif de relations externes relativement au projet d'une nouvelle centrale nucléaire au site de Darlington. Le but de ce programme était d'informer les personnes vivant à proximité de l'emplacement et celles ayant un intérêt pour le projet au sujet des événements et développements au site liés à ce projet et à la préservation de la santé et de la sécurité des personnes et à la protection de l'environnement dans l'avenir, ainsi qu'au sujet d'autres questions associées à la préparation de l'emplacement. Plusieurs activités ont eu lieu au cours de la période de référence. Pour plus de renseignements, voir l'annexe 9c).

9d) Approche de la CCSN en matière de surveillance de la conformité

Pour s'assurer que les titulaires de permis se conforment aux différentes exigences, la CCSN :

- établit et documente des exigences claires, suivant un processus qui comprend une phase de consultation
- collabore avec d'autres organismes et autorités pour favoriser l'élaboration d'exigences réglementaires cohérentes
- suggère des moyens acceptables de satisfaire aux exigences réglementaires, mais permet aux titulaires de permis de proposer d'autres méthodes qui tiennent compte du risque ainsi que des coûts et des avantages
- favorise la conformité aux attentes réglementaires
- vérifie si les processus et les programmes satisfont aux exigences réglementaires
- prend des mesures pour contraindre les titulaires de permis à se conformer aux exigences, suivant une approche graduelle et cohérente fondée sur le niveau de risque
- se sert des normes du secteur nucléaire, des normes nationales et internationales ou d'autres normes appropriées

Ces activités d'application de la réglementation sont décrites de façon plus détaillée aux alinéas 7.2 (i), (ii), (iii) et (iv).

Dans le cas des centrales nucléaires en place, des exigences détaillées sont mises en vigueur dans le cadre du processus de renouvellement de chaque permis d'exploitation, qui définit le fondement d'autorisation de l'installation. Le renouvellement des permis d'exploitation réaffirme les responsabilités des titulaires de permis. L'ajout de nouvelles normes au permis, sur une base régulière, redéfinit les limites de ces responsabilités, par rapport aux pratiques modernes.

Le fondement d'autorisation dicte les activités de réglementation de la CCSN au cours de la durée du permis, dont les inspections et les approbations de modification. Entre les renouvellements de permis, le programme de conformité de la CCSN procure la garantie que les titulaires de permis s'acquittent de leurs responsabilités. La CCSN maintient en poste à tous les sites de centrale nucléaire, sur une base permanente, des inspecteurs qualifiés et d'expérience. Ils ont, au jour le jour, des échanges soutenus avec les titulaires de permis et surveillent étroitement leurs activités (pour des renseignements supplémentaires, voir l'alinéa 8.1b)).

La soumission obligatoire de rapports est un aspect important de la stratégie adoptée par la CCSN pour s'assurer que les titulaires de permis continuent de s'acquitter de leurs responsabilités. Un renvoi dans les permis d'exploitation à la norme d'application de la réglementation S-99 de la CCSN, *Rapports à soumettre par les exploitants de centrales nucléaires*, oblige les titulaires de permis à soumettre des rapports lorsque surviennent des

événements importants sur le plan de la sûreté et des cas de non-conformité aux exigences réglementaires. Pour de plus amples renseignements sur la norme S-99, voir l'alinéa 7.2(iii)b).

La transparence du cadre canadien de réglementation nucléaire et le processus de délivrance de permis contribuent également à s'assurer que toutes les parties intéressées peuvent prendre note des activités des titulaires de permis visant à s'acquitter de leurs responsabilités en matière de sûreté.

9e) Sommaire de la façon dont on s'est acquitté des responsabilités en matière de sûreté au cours de la période de référence

Au cours de la période de référence, les titulaires de permis se sont acquittés de leurs responsabilités fondamentales en matière de sûreté dictées par la LSRN et ses règlements. Le solide rendement en matière de sûreté des titulaires de permis de centrale nucléaire canadienne au cours de la période de référence, tel que décrit tout au long de ce rapport, prouve que ceux-ci se sont acquittés de leurs responsabilités. La CCSN n'a pas eu besoin d'avoir recours à des mesures d'application, p. ex. ordres, mesures restrictives à l'égard du permis ou poursuite (telles que décrites à l'alinéa 7.2(iv)), pour régler les problèmes liés à la sûreté relevés aux centrales nucléaires canadiennes. Les activités d'application de la réglementation de la CCSN portant sur la promotion et la vérification de la conformité ont suffi pour tenir compte et régler les problèmes liés à la sûreté, et ont constitué des instruments d'application de la réglementation adéquats pour maximiser la conformité aux exigences réglementaires de tous les titulaires de permis.

Les titulaires de permis se sont également acquittés de leurs responsabilités en matière de sûreté au cours de la période de référence en apportant plusieurs améliorations à la sûreté. Pour tenir compte des exigences de la CCSN, des résultats de la recherche effectuée par le secteur nucléaire, de l'OPEX aux niveaux national et international et des attentes généralement à la hausse du public, les titulaires de permis de centrale nucléaire au Canada ont apporté plusieurs améliorations en matière de sûreté à leurs centrales depuis leur construction. Ceci est particulièrement vrai dans le cas des centrales nucléaires qui ont fait l'objet d'une réfection où les titulaires de permis de ces centrales ont réalisé, dans le cadre du renouvellement de leur permis, un examen systématique en fonction des normes modernes et ont apporté des modifications qui diminuent la probabilité et les conséquences de dommages importants au cœur du réacteur ainsi que de rejets importants de matières radioactives (voir l'alinéa 14(i)g)). Les titulaires de permis, ainsi que la CCSN, parrainent des activités de R-D dans différents domaines qui contribuent à améliorer la sûreté (voir l'appendice E).

Les titulaires de permis ont effectué rapidement et de manière exhaustive un examen des leçons tirées de l'accident de Fukushima. Ils ont répondu individuellement à des demandes d'information et d'évaluation formulées par la CCSN et ils ont mis sur un pied l'EISC pour coordonner leurs actions. Les travaux entrepris par les titulaires de permis pour tenir compte des conclusions des évaluations qu'ils ont effectuées après l'accident de Fukushima ainsi que du *Plan d'action de la CCSN* ont bien progressé, plusieurs activités étant déjà complétées ou sur la voie de l'être.

Chapitre III – Respect de la Convention (suite)

Partie C – Considérations générales de sûreté

La partie C du chapitre III comprend les sept articles suivants :

- Article 10 – Priorité accordée à la sûreté
- Article 11 – Ressources financières et humaines
- Article 12 – Facteurs humains
- Article 13 – Assurance de la qualité
- Article 14 – Évaluation et vérification de sûreté
- Article 15 – Radioprotection
- Article 16 – Préparation aux urgences

Article 10 – Priorité accordée à la sûreté

Chaque Partie contractante prend les mesures appropriées pour que toutes les organisations qui mènent des activités concernant directement les installations nucléaires établissent des stratégies accordant la priorité requise à la sûreté nucléaire.

La priorité accordée à la sûreté par la collectivité des organismes participant à des activités liées aux installations nucléaires est démontrée en partie par leur engagement à effectuer des examens par des pairs et à apporter des améliorations de façon continue. À titre d'exemple, les titulaires de permis de centrale nucléaire participent régulièrement aux évaluations organisées par la WANO (voir l'alinéa 14(ii)f)). Ils démontrent également leur engagement continu en parrainant et participant à des activités de R-D liées à la sûreté (pour plus de renseignements, voir l'appendice E).

La CCSN a également démontré son engagement à l'égard des évaluations par les pairs et des améliorations, accueillant entre autres une équipe d'inspection du SEIR. Pour donner suite à la mission initiale du SEIR en 2009, la CCSN a reçu une autre équipe d'inspection du SEIR au cours de la période de référence, celle-ci se penchant entre autres sur la réponse de la CCSN à l'accident de Fukushima (voir l'article 8). De plus, en 2011, le président de la CCSN a mis sur pied un Comité consultatif externe afin d'évaluer les processus de l'organisme et sa réponse à l'accident de Fukushima. Une brève description des mesures prises par la CCSN permettant d'assurer que la priorité est accordée à la sûreté est fournie à la fin de cet article.

10a) Élaboration de politiques et de processus donnant la priorité à la sûreté

Afin d'accorder une priorité prépondérante à la sûreté, le personnel de direction et les gestionnaires d'une organisation doivent en faire une valeur de base, en paroles et en gestes. À tous les niveaux de direction, le système de gestion doit en tout temps appuyer et renforcer cette priorité.

Afin de s'assurer que les politiques des titulaires de permis et les processus à l'appui accordent la priorité voulue à la sûreté et sont conformes à l'approche globale de consolidation des exigences communes préconisée dans tous les programmes d'AQ et systèmes de gestion, les exigences de la CCSN dans le permis se réfèrent maintenant aux « systèmes de gestion » et précisent que le document de la CSA N286-05, *Exigences relatives au système de gestion des centrales nucléaires* constitue présentement l'exigence principale en matière de gestion de la sûreté. Un des buts principaux de ce document est de favoriser l'exploitation sûre et fiable des centrales nucléaires par un engagement et la conformité à un ensemble de principes relatifs aux systèmes de gestion. Tous les permis d'exploitation de centrale nucléaire comprennent maintenant une exigence de se conformer au document de la CSA N286-05 pour ce qui est des systèmes de gestion.

Tous les titulaires de permis ont intégré ces principes à leurs systèmes de gestion et ont élaboré des politiques qui confèrent à la sûreté nucléaire la priorité qui lui revient. Les façons d'intégrer les principes énoncés dans ces politiques varient d'un titulaire de permis à l'autre, tel que décrit à l'annexe 10a). La CCSN examine ces systèmes de gestion avant d'accorder un permis afin de s'assurer qu'ils soutiennent adéquatement les dispositions que le demandeur a prises pour

préservier la santé et la sécurité. Le programme d'AQ (voir l'article 13) donne l'assurance que les politiques, principes et exigences de haut niveau en matière de sûreté sont intégrés de façon adéquate aux activités du titulaire de permis.

Les titulaires de permis de centrale nucléaire au Canada ont élaboré leurs systèmes de gestion en accordant une priorité prépondérante à la sûreté. Les processus de leurs systèmes de gestion donnent l'assurance que les conditions pouvant nuire à la sûreté sont évaluées et corrigées de façon systématique. Des programmes d'action corrective sont officialisés afin de s'assurer que les questions ayant une incidence sur la sûreté sont traitées correctement et promptement. Ces processus continuent d'évoluer au fur et à mesure qu'ils sont utilisés et que les leçons tirées sont partagées avec les autres titulaires de permis. Pour une description des exigences que les systèmes de gestion des titulaires de permis doivent respecter, voir l'annexe 13a).

Des évaluations de l'aptitude fonctionnelle des systèmes et des composants sont effectuées lorsque des incertitudes sont soulevées sur la capacité de ceux-ci à remplir leur fonction de sûreté. Des processus de prise de décisions sont appliqués pour résoudre les problèmes importants nécessitant une intervention prompte et coordonnée afin de contrer des conditions anormales, prévues ou indéterminées, ayant une incidence sur la sûreté de la centrale. D'autres pratiques, dont la présence de gestionnaires sur le terrain et les comités de surveillance, aident également à s'assurer qu'on accorde à la sûreté la priorité requise.

10b) Culture de sûreté aux centrales nucléaires

Approche globale

Un engagement collectif à faire de la sûreté la priorité prépondérante au moment de prendre des décisions et d'effectuer des travaux et à s'assurer que cette priorité est partagée par tout le personnel ainsi que par la direction constitue le fondement de la culture de sûreté aux centrales nucléaires canadiennes. Ceci est mis en œuvre en tenant compte du risque et en maintenant des marges de sûreté adéquates, en traitant le cœur du réacteur et la sûreté du réacteur avec prudence et un sens des responsabilités, et en s'assurant qu'une tâche peut être exécutée de manière sûre avant d'aller de l'avant. La culture de sûreté est renforcie davantage en soumettant la sûreté nucléaire à un examen continu, en encourageant l'utilisation d'une approche prudente « et si? », en favorisant l'apprentissage au niveau organisationnel et en faisant la promotion d'une « culture équilibrée » dont les buts sont d'apprendre le plus possible des événements et des incidents évités de justesse, sans pour autant éliminer la possibilité de tenir des personnes responsables de leurs actions.

Une ligne hiérarchique et des voies de communication bien délimitées sont établies dans l'ensemble de l'organisation afin que chacun des employés soit conscient de ses responsabilités en matière de sûreté nucléaire. Ultiment, la haute direction est responsable de la sûreté de la centrale et on s'attend donc à ce qu'elle élabore des processus pour promouvoir les programmes de sûreté et faire le suivi de leur efficacité et qu'elle démontre par ses actions que la sûreté est la préoccupation principale. Le comportement des superviseurs doit également démontrer qu'ils s'attendent à ce que leur personnel se conforme aux processus de sûreté tout en faisant en même temps la promotion d'une attitude propice à la remise en question. Au niveau personnel, l'emphase est placée sur le dévouement et la responsabilisation personnels de chacune des personnes participant aux activités ayant une incidence sur la sûreté de la centrale nucléaire. On s'attend à ce que tous les employés connaissent et se conforment aux procédures. Ceci donne

l'assurance que les règles, politiques et règlements portant sur la sûreté nucléaire, la radioprotection, la protection de l'environnement, la sécurité industrielle, la sécurité et la protection-incendie ainsi que d'autres domaines pertinents couverts dans les procédures seront respectés. La formation et le bon exemple servent à promouvoir la conformité à ces attentes qui est vérifiée par l'entremise d'observations sur le terrain, de comités de surveillance et d'auto-évaluations, et assurée par l'encadrement et des processus favorisant le repérage des problèmes et la prise de mesures correctives.

Auto-évaluations de la culture de sûreté

Les titulaires de permis de centrale nucléaire effectuent des auto-évaluations de la culture de sûreté ainsi que des activités de suivi afin de cerner les problèmes à ce chapitre, d'élaborer des mesures correctives appropriées et de prendre les mesures requises après les évaluations.

Les avantages des auto-évaluations de la culture de sûreté sont les occasions d'apprentissage et d'amélioration qu'elles offrent. Cependant, dans le cas de telles évaluations, il est possible que des sujets ou des circonstances clés soient omis à cause de nonchalance et d'une trop grande familiarité avec la façon de mener les affaires à l'interne. Les entreprises du secteur nucléaire au Canada ont adopté plusieurs approches pour essayer d'éliminer la possibilité d'être atteintes d'une « cécité organisationnelle », dont :

- l'élaboration d'orientations communes en matière d'évaluation de la culture de sûreté et la communication de renseignements sur le rendement humain entre les titulaires de permis de centrale nucléaire par l'entremise du Groupe de travail du COG
- la mise en œuvre de processus de surveillance de la culture de sûreté entre les évaluations de cette dernière afin de possiblement cerner des changements subtiles à ce chapitre
- l'ajout de la culture de sûreté aux évaluations effectuées régulièrement par des tiers provenant d'entreprises d'autres secteurs.

Les titulaires de permis utilisent les éléments d'orientation fournis par la WANO, l'Institute of Nuclear Power Operations et la Nuclear Energy Institute comme source première de leurs exigences en matière d'auto-évaluation.

Les paragraphes qui suivent donnent un sommaire des résultats des auto-évaluations de la culture de sûreté et des autres activités à ce chapitre effectuées à chacune des centrales nucléaires et aux installations d'EACL au cours de la période de référence.

Ontario Power Generation

Tous les trois ans, OPG effectue une auto-évaluation exhaustive de la culture de sûreté nucléaire à chacune de ses centrales nucléaires.

Elle continue d'apporter des améliorations au processus d'évaluation en se fondant sur les leçons tirées de chacune des évaluations précédentes. Des améliorations ont été apportées aux outils utilisés par le personnel pour effectuer la collecte de données et au processus d'évaluation suivi lors de la visite au site afin de faciliter cette collecte et d'en assurer l'uniformité. En outre, après les évaluations, le personnel d'OPG fait un suivi des mesures qu'il a prises pour tenir compte des conclusions tirées des auto-évaluations de la culture de sûreté.

OPG a complété les évaluations suivantes de la culture de sûreté nucléaire au cours de la période de référence :

Pickering-A	2010
Darlington	2012
Pickering-A et Pickering-B	2012

Les évaluations effectuées à la centrale de Darlington et aux centrales de Pickering ont déterminé qu'à chacune de ces centrales, dans l'ensemble, une culture de sûreté nucléaire saine prévaut, que la sûreté nucléaire reçoit le respect qui lui est dû et que celle-ci n'est pas compromise par les priorités de production. Le personnel a l'impression qu'il peut remettre en question toute décision, sans peur de rétribution sur les plans professionnel ou personnel.

Au cours des dernières évaluations de la culture de la sûreté nucléaire qu'elle a effectuées, OPG a décelé le besoin d'améliorer les processus de gestion du changement et de communication. Ceci était prévu à cause de transformations apportées récemment au niveau des opérations (restructuration organisationnelle). Des activités sont présentement en cours à chacun des sites d'OPG pour donner suite à ces constatations.

Hydro-Québec

Une auto-évaluation de la culture de sûreté a été réalisée à la centrale nucléaire de Gentilly-2 en février 2012, dans le cadre d'une évaluation par des pairs. Cette auto-évaluation a démontré que le personnel d'Hydro-Québec comprenait le concept de la culture de sûreté. Elle a également révélé que les gestionnaires encouragent la promotion de la politique en matière de sûreté nucléaire à la centrale.

Des échanges positifs entre la direction et le personnel ont permis d'établir des attentes claires en ce qui concerne le rôle de chacune des personnes à l'égard du maintien d'une saine culture de sûreté à Gentilly-2.

Bruce Power

Des évaluations de la culture de sûreté ont été réalisées aux centrales de Bruce-B et de Bruce-A en 2009 et 2012, respectivement. Cependant, en 2011, Bruce Power a cerné un écart au chapitre de sa gouvernance et de la mise en œuvre d'une surveillance et d'évaluations régulières de la culture de sûreté nucléaire. En raison de cela, Bruce Power a fait en 2012 un essai pilote d'un processus innovateur de surveillance de la culture de sûreté nucléaire à chacune de ses centrales nucléaires et a commencé à planifier une méthode d'évaluation plus normalisée comme complément au processus de surveillance.

Puisque les titulaires de permis de centrale nucléaire au Canada améliorent leur compréhension des facteurs influençant la culture de sûreté nucléaire et de la façon par laquelle ils peuvent être évalués afin de procurer des éclaircissements à la direction, une approche fondée davantage sur des programmes est en voie de développement. Des techniques pour évaluer et favoriser une saine culture de sûreté ont été développées par le secteur nucléaire et mises en œuvre par des titulaires de permis. La Nuclear Energy Institute a élaboré des lignes directrices qui décrivent l'approche préconisée par le secteur nucléaire pour évaluer et résoudre les questions en matière de culture de sûreté nucléaire. Ces lignes directrices ont été adoptées par la plupart des titulaires de centrale nucléaire au Canada.

La méthode de la Nuclear Energy Institute repose sur la présence d'un comité de surveillance de la culture de sûreté nucléaire pour faire le suivi des données des processus qui sont indicatrices de l'état de la culture de sûreté de l'organisation et pour déterminer les points forts de même que les préoccupations possibles nécessitant plus d'attention de la part de l'organisation. De tels comités ont été mis sur pied à certaines centrales nucléaires canadiennes. Le but d'un tel comité est de permettre l'application d'un processus global, objectif, transparent et axé sur la sûreté qui fait usage de toute l'information provenant d'une grande variété de sources pour fournir une indication rapide de changements subtils et potentiels à la culture de sûreté nucléaire. Les données proviennent du programme d'action corrective, du suivi des tendances du rendement, des inspections de la CCSN, des évaluations du secteur nucléaire, d'auto-évaluations, de vérifications, de l'OPEX, des questions soulevées au sujet de la main-d'œuvre et autres. Le comité de surveillance de la culture de sûreté est constitué de professionnels chevronnés du domaine nucléaire possédant un bagage d'expérience divers et vaste. Le comité, par l'entremise de son président, se rapporte à l'équipe de direction du site. Ses membres comprennent des professionnels d'expérience assumant des responsabilités liées aux données d'entrée au processus (p. ex. les gestionnaires au site responsables des programmes d'action corrective, de la surveillance nucléaire, des préoccupations des employés, des auto-évaluations et de la conformité à la réglementation). Les fonctions principales du comité consistent à examiner les questions et tendances qui pourraient avoir une incidence sur l'état de la culture de sûreté nucléaire afin de s'assurer que les problèmes sont pris en compte de manière appropriée. Cette méthode de faire procure aux chefs une tribune par laquelle ils peuvent obtenir des éclaircissements sur les facteurs ayant un impact sur la culture de sûreté en utilisant un langage et une structure communs.

Bruce Power a mis sur pied deux comités de surveillance de la culture de sûreté – un pour la centrale de Bruce-A et l'autre pour la centrale de Bruce-B. Ils se réunissent de trois à quatre fois par année pour évaluer les tendances et les problèmes possibles en matière de culture de sûreté et ils fournissent un rapport à l'équipe de direction du site de Bruce Power. L'engagement des membres de la haute direction à améliorer les processus de surveillance et d'évaluation de la culture de sûreté nucléaire était excellent, faisant appel à une approche ouverte et auto-critique. Bien que les réunions pilotes initiales des comités et les délibérations des membres de la haute direction qui ont suivi n'aient considéré qu'un petit nombre d'événements, l'approche adoptée a permis de développer davantage un langage commun en matière de culture de sûreté nucléaire dans l'ensemble de l'entreprise. Bien qu'ils ne soient pas statistiquement significatifs, les résultats du processus ont fourni l'occasion d'examiner, dans le cadre d'une tribune ouverte, des éclaircissements au sujet de certains facteurs qui ont eu une incidence sur la culture de sûreté nucléaire lors d'événements antérieurs.

Le processus fondé sur un comité de surveillance de la culture de sûreté a été adopté et sa mise en œuvre officielle est en cours aux centrales de Bruce-A et de Bruce-B en 2013. Il est prévu que la valeur de ce processus ira en augmentant au cours des années, les résultats pour l'année 2013 étant partagés avec le CCSN de Bruce Power au début de 2014 alors que la confiance envers le processus et les éclaircissements qui en découlent sera plus grande. Cette confiance sera solidifiée davantage par des évaluations de référence de la culture de sûreté prévues à l'échelle de l'entreprise en 2013. Les questions que les comités examineront plus tard pourront l'être en référence à ces évaluations.

Énergie nucléaire Nouveau-Brunswick (ENNB)

ENNB a effectué une évaluation de la culture de sûreté nucléaire de grande envergure en mars 2011. Elle comprenait les deux composantes suivantes : un sondage (auquel 77 % des employés d'ENNB ont participé ainsi que 27 % du personnel des entrepreneurs) et des entrevues auxquelles 55 employés d'ENNB ont participé.

Des améliorations ont été apportées à la méthode de sondage du personnel et au processus d'évaluation au site afin qu'il soit plus facile de faire la collecte des données et de s'assurer qu'elles sont cohérentes.

Une des constatations ressortant de l'évaluation de la culture de sûreté nucléaire était une diminution de l'attention portée aux exigences en matière de sûreté. Cette diminution a été attribuée à la différence entre l'état d'esprit du personnel en temps de construction par rapport à celui en temps d'exploitation puisque que la centrale de Point Lepreau avait été dans l'état d'arrêt à des fins de réfection. Les plans de redémarrage prévoyaient de mettre une emphase sur l'observation et l'encadrement et sur une présence sur le terrain afin de résoudre cette lacune. Le programme d'observation et d'encadrement a été jugé un élément positif par la plupart des gens, contribuant à accroître la qualité du travail.

ENNB prévoit effectuer un autre sondage au sujet de la culture de sûreté au cours de la prochaine période de référence.

Énergie atomique du Canada ltée (EACL)

EACL a surveillé régulièrement sa culture de sûreté en réalisant des sondages trimestriels auxquels une partie de son personnel participe (approximativement 25 % à chaque sondage). Les résultats de quatre sondages ont été analysés pour en tirer les tendances et les résultats globaux qui ont été communiqués au personnel d'EACL, au comité de la surveillance de la sûreté et au comité de direction. Les résultats des sondages ont également fait l'objet de discussions avec le personnel de la CCSN lors d'une réunion en août 2012. Globalement, les résultats dénotent des améliorations aux chapitres suivants :

- l'utilisation de l'OPEX (étape vers l'apprentissage au niveau organisationnel) tel que le démontre une augmentation des réponses positives à des questions liées à l'apprentissage au niveau organisationnel
- la détermination et la résolution des problèmes par l'entremise d'une culture saine en ce qui a trait à la notification et d'une meilleure prise de décisions conservatrices
- une amélioration des normes d'exploitation et de la fiabilité de l'équipement par la reconnaissance du fait que le risque que présente le nucléaire est particulier et nécessite une vigilance constante

En outre, une évaluation détaillée de la culture de sûreté a été réalisée au cours des mois de septembre et octobre 2012. De longs questionnaires ont été envoyés électroniquement à tout le personnel d'EACL, des entrevues de suivi ont été effectuées avec des membres du personnel des laboratoires de Chalk River et des laboratoires de Whiteshell et avec des personnes participant à l'Initiative de la région de Port Hope et des discussions ont eu lieu avec des groupes ciblés provenant des trois sites. Les résultats de cette évaluation ont été comparés à ceux de 2008, examinés par tous les gestionnaires à la fin de novembre 2012 et communiqués à l'ensemble du personnel en décembre 2012. Des améliorations ont été observées aux Laboratoires de Chalk River dans les domaines suivants :

- l'utilisation de l'OPEX, particulièrement en ce qui concerne la planification des travaux, les séances d'information avant les travaux et la formation
- la qualité des procédures
- la disponibilité de l'équipement de sécurité
- le contrôle des modifications temporaires
- les normes opérationnelles

Les sondages et les évaluations ont également indiqué que d'autres efforts étaient requis pour s'assurer que des normes et des attentes sont établies et communiquées clairement au personnel. En outre, une surveillance de la part des superviseurs est requise pour observer l'exécution des travaux sur le terrain de façon à renforcer les comportements désirés.

Candu Énergie

Les attentes d'EACL en matière de culture de sûreté ont été adoptées par Candu Énergie. Cette dernière a décrété que la sûreté était un de ses engagements clés à tous les niveaux de l'organisation, tant dans le milieu de travail qu'au niveau des activités techniques. La formation du personnel de direction en matière de culture de sûreté et l'utilisation d'outils de prévention des erreurs humaines sont deux éléments de la culture de sûreté de Candu Énergie.

Développement futur

L'Institute of Nuclear Power Operations (INPO) a révisé récemment la terminologie qu'elle utilise pour les évaluations de la culture de sûreté, passant de huit principes à dix caractéristiques d'une saine culture de sûreté nucléaire. En réponse à ce changement, les titulaires de permis de centrale nucléaire adoptent présentement ces caractéristiques et réorientent leurs évaluations pour qu'elles correspondent à dix caractéristiques, celles-ci étant regroupées comme suit :

Un engagement de la part de chaque personne envers la sûreté

1. Responsabilisation au niveau personnel
2. Constante remise en question
3. Communication efficace en matière de sûreté

Un engagement de la part de la direction envers la sûreté

4. Valeurs et actions de la direction reflétant l'importance de la sûreté
5. Prise de décisions
6. Environnement de travail manifestant un respect mutuel

Systèmes de gestion

7. Apprentissage continu
8. Détermination et résolution des problèmes
9. Environnement favorable à rapporter les préoccupations
10. Processus de travail

La sûreté de l'exploitation des réacteurs constitue l'objectif ultime à chacune des centrales nucléaires. Pour appuyer cette sûreté, les personnes en position de leadership définissent et mettent en œuvre des pratiques qui contribuent à l'excellence du rendement des travailleurs. Les titulaires de permis continueront de promouvoir et de renforcer les comportements et les actions les plus critiques au soutien et au maintien d'une saine culture de sûreté nucléaire.

10c) Évaluation par la CCSN de la culture de sûreté aux centrales nucléaires

La CCSN définit la culture de sûreté comme suit :

- les caractéristiques de l'environnement de travail, comme les valeurs, les règles et la compréhension commune, qui influent sur les perceptions et les attitudes des employés à l'égard de l'importance que l'organisation accorde à la sûreté

Cette définition inclut dans quelle mesure une attitude critique favorisant la remise en question et visant l'amélioration de l'installation existe. La recherche effectuée par la CCSN a révélé que les caractéristiques d'une organisation très fiable avaient été démontrées de manière empirique. Cette étape importante dans l'évolution du concept de culture de sûreté et de ses caractéristiques est devenue un point d'intérêt particulier de la CCSN. Cette dernière évalue les processus organisationnels (dont les rôles et les responsabilités, les communications et la formation) qui ont une incidence sur le rendement en matière de sûreté dans les installations nucléaires au Canada afin de déterminer si les organisations en place possèdent les caractéristiques de la culture de sûreté permettant de s'assurer qu'elles appuient l'exécution des activités nucléaires de manière sûre (pour plus de renseignements sur les aspects des facteurs humains faisant l'objet d'un examen technique, voir l'article 12). Ces caractéristiques sont les suivantes :

- la sûreté est une valeur reconnue de façon manifeste dans l'organisation
- les responsabilités en matière de sûreté sont claires au sein de l'organisation
- la sûreté est intégrée dans toutes les activités de l'organisation
- un processus de leadership en matière de sûreté existe au sein de l'organisation
- la culture de sûreté est acquise par l'apprentissage dans l'organisation

Ces caractéristiques peuvent être illustrées par quelques exemples. Entre autres, la façon d'assigner les responsabilités au sein de l'organisation, de la haute direction jusqu'au personnel effectuant les tâches sur le terrain, peut avoir une incidence sur le rendement en matière de sûreté. La façon d'apporter des changements organisationnels et de les communiquer au personnel de même que l'efficacité des programmes de formation peuvent également avoir une incidence sur ce rendement.

Tout demandeur d'un permis se rapportant à une centrale nucléaire doit fournir, conformément au *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I*, une description détaillée de son organisation chargée de l'exploitation. La norme de la CSA N286-05, *Exigences relatives aux systèmes de gestion des centrales nucléaires*, qui est citée dans les permis d'exploitation de centrale nucléaire, comprend plusieurs mesures liées aux changements dans l'organisation. Lorsqu'elle effectue un examen, la CCSN porte une attention particulière à la façon de gérer et d'intégrer dans le système global de gestion les responsabilités en matière de sûreté nucléaire, de sécurité radiologique et conventionnelle et de protection de l'environnement.

Le personnel de la CCSN utilise une méthode d'examen de l'organisation et de la gestion pour évaluer les répercussions des éléments organisationnels sur le rendement des titulaires de permis en matière de sûreté. Cette méthode suit une approche objective et systématique, validée et établie depuis longtemps. Elle a été utilisée de façon exhaustive pour effectuer des évaluations de référence de toutes les centrales nucléaires en exploitation au Canada. Élaborée en collaboration avec un expert-conseil en recherche, cette méthode suit une approche à plusieurs facettes pour déterminer si des processus, ou comportements organisationnels importants pour la sûreté sont présents ou non. Dix-sept processus ou comportements peuvent être évalués. Des méthodes permettant la collecte de données multiples sont utilisées (p. ex. sondages, entrevues et

observations des travaux) afin d'évaluer chacun des comportements ou processus. Les résultats ont ensuite utilisés pour déterminer si l'organisation du titulaire de permis possède les caractéristiques d'une culture qui fait de la sûreté son sujet d'intérêt le plus important.

Au cours des périodes de référence précédentes, la CCSN a porté une attention accrue aux événements rapportés par les titulaires de permis conformément au document S-99 de la CCSN, *Rapports à soumettre par les exploitants de centrales nucléaires*. Ces événements sont analysés en comparaison aux caractéristiques de l'organisation et de la gestion utilisées par la CCSN. Ce processus permet à la CCSN de déceler de nouvelles tendances en matière de culture de sûreté chez les titulaires de permis.

Le personnel de la CCSN vérifie également la présence d'autres signes indicateurs d'une saine culture de sûreté aux centrales nucléaires, entre autres que :

- des documents décrivant l'importance et le rôle de la sûreté dans les activités de l'organisation sont disponibles, dont un programme de gestion de la sûreté
- l'état des lieux, le maintien de l'état de l'équipement et les conditions de travail sont adéquats
- de façon évidente, des auto-évaluations sont effectuées de façon continue

Le rendement organisationnel est surveillé et évalué par l'entremise d'un nombre d'activités telles que des examens documentaires, des inspections réglementaires et des examens des auto-évaluations par les titulaires de permis.

La CCSN examine l'approche que chacun des titulaires de permis propose d'utiliser pour effectuer des auto-évaluations ainsi que leurs plans pour effectuer des évaluations particulières. Elle fournit aux titulaires de permis une rétroaction sur les mesures correctives prévues après les auto-évaluations effectuées par les titulaires de permis.

Document de travail sur la culture de sûreté

La CCSN a publié en août 2012 un document de travail intitulé *Culture de sûreté chez les titulaires de permis nucléaires*. Ce document décrit la stratégie globale de la CCSN en matière de sûreté dans le secteur nucléaire au Canada, celle-ci comprend les trois éléments suivants :

- officialiser son engagement à promouvoir une saine culture de sûreté au sein du secteur nucléaire canadien en offrant une définition claire de la culture de sûreté, et aussi en décrivant les caractéristiques d'une saine culture de sûreté afin de permettre aux parties intéressées et à la CCSN d'avoir une compréhension commune de ces concepts
- officialiser ses exigences et ses attentes en matière de culture de sûreté auprès de tous les titulaires de permis d'installation nucléaires de catégorie I, d'installations de gestion des déchets ainsi que de mines et d'usines de concentration d'uranium
- clarifier et mettre en œuvre son rôle de surveillance afin de confirmer que les titulaires de permis mènent des auto-évaluations de la culture de sûreté qui sont appropriées et que les mesures correctives découlant de ces évaluations sont mises en œuvre de manière efficace

La consultation au sujet de ce document de travail a permis à la CCSN d'intervenir auprès des entreprises du secteur nucléaire, des parties intéressées et du public relativement à des questions ayant une incidence sur la culture de sûreté. Le personnel de la CCSN analyse présentement la rétroaction reçue au sujet du document de travail. Au cours de la prochaine période de référence,

il continuera de développer une stratégie à plusieurs volets de surveillance de la culture de sûreté qui pourrait comprendre des examens des auto-évaluations et des plans de mesure corrective des titulaires de permis, des évaluations ciblées de la culture de sûreté au site, des discussions et des interactions, à plusieurs niveaux hiérarchiques, avec des titulaires de permis, une surveillance de la culture de sûreté par l'entremise des systèmes de gestion et l'intégration de façon continue de cet aspect aux autres activités de surveillance réglementaire.

La CCSN continuera d'encourager les titulaires de permis de centrale nucléaire à élaborer et améliorer des méthodes pour s'assurer que le concept d'une saine culture de sûreté est compris, et pour en faire la promotion et la surveillance.

Un autre domaine présentement en développement se rapporte à une approche pour tenir compte de la culture de sûreté dans le cas des projets de nouvelle centrale nucléaire. Bien qu'aucune nouvelle centrale nucléaire ne soit en construction au Canada, plusieurs décisions à l'égard des spécifications, de la conception et de la construction auront une incidence sur la sûreté d'une nouvelle centrale nucléaire une fois qu'elle sera en exploitation. Des problèmes importants de construction à plusieurs centrales nucléaires dans le monde ont attiré l'attention de la communauté nucléaire internationale sur l'impact de l'organisation et de la culture de sûreté. Les fournisseurs, les entrepreneurs en construction et les titulaires de permis feront l'objet de pressions grandissantes afin qu'ils déterminent comment ils amélioreront les organisations de sorte que la chaîne d'approvisionnement puisse offrir aux exploitants un produit respectant les normes de sûreté nucléaire. Le document RD/GD-369 de la CCSN, *Guide de présentation d'une demande de permis : Permis de construction d'une centrale nucléaire* traite de ce sujet.

10d) Priorité accordée à la sûreté à la CCSN

Dans toutes ses activités, de par la nature de son mandat, la CCSN accorde la priorité à la sûreté nucléaire. Le *Manuel du système de gestion* de la CCSN (décrit à l'alinéa 8.1d)) contient des énoncés clairs sur la place devant être accordée à la sûreté dans chacune des décisions prises par la CCSN et une attente à l'effet que les comportements de l'organisation et du personnel seront conformes à cette place. En soutien à ceci, tous les processus réglementaires du système de gestion de la CCSN sont élaborés de façon à refléter l'attention que la CCSN porte à la sécurité du personnel, des titulaires de permis et de la population canadienne.

L'indépendance de la CCSN en matière de réglementation, telle que décrite à l'alinéa 8.2, aide son personnel à maintenir l'emphase sur la sûreté nucléaire plutôt que sur d'autres priorités. L'usage d'un processus de prise de décisions en fonction du risque, décrit à l'alinéa 8.1d), aide également le personnel de la CCSN, au moment de prendre des décisions en matière de réglementation, à tenir compte de façon systématique des nombreux facteurs ayant une incidence sur le risque et la sûreté.

Article 11 – Ressources financières et humaines

1. Chaque Partie contractante prend les mesures appropriées pour que des ressources financières adéquates soient disponibles pour les besoins de la sûreté de chaque installation nucléaire pendant toute la durée de sa vie.
2. Chaque Partie contractante prend les mesures appropriées afin qu'un nombre suffisant d'agents qualifiés ayant été formés et entraînés comme il convient soient disponibles pour toutes les activités liées à la sûreté qui sont menées dans ou pour chaque installation nucléaire pendant toute la durée de sa vie.

11.1 Ressources financières

Tel que mentionné à l'article 9, chaque titulaire de permis de centrale nucléaire au Canada est le premier responsable de la sûreté de ses installations. Cette responsabilité nécessite la disponibilité de ressources financières adéquates pour s'assurer de la sûreté de chaque centrale nucléaire tout au long de sa vie.

Le *Règlement général sur la sûreté et la réglementation nucléaires* exige que tous les demandeurs de permis soumettent une description de la garantie financière proposée pour l'activité visée par la demande. De plus, conformément à des conditions de permis imposées en vertu du paragraphe 24(5) de la LSRN, tous les titulaires de permis au Canada doivent fournir des garanties financières couvrant les coûts de déclassement des centrales nucléaires.

11.1a) Financement de l'exploitation et des améliorations apportées à la sûreté des centrales nucléaires pendant leur durée de vie

Les titulaires de permis de centrale nucléaire au Canada disposent de budgets distincts, respectivement consacrés à l'exploitation, à l'entretien et à l'amélioration des immobilisations. Pour les améliorations d'envergure, les coûts de financement d'un projet sont étalés sur la portion de la durée de vie prévisible de la centrale nucléaire. Les dépenses sont dictées par la situation financière du titulaire de permis, par son rendement tant réel que prévu et par sa stratégie financière et commerciale, ainsi que par la demande de service (prévision de la charge électrique). Ces renseignements servent à déterminer l'enveloppe des dépenses d'exploitation courantes et celle des dépenses en immobilisations.

Les titulaires de permis de centrale nucléaire au Canada accordent une grande priorité aux programmes et projets liés à la sûreté. De ce fait, l'affectation de ressources financières appropriées aux programmes et travaux d'amélioration de la sûreté est assurée pour toute la durée du cycle de vie de chaque centrale nucléaire.

11.1b) Ressources financières pour le déclassement des centrales

Les quatre titulaires de permis de centrale nucléaire au Canada ont choisi différentes méthodes à cet égard, toutes conformes aux prescriptions du guide d'application de la réglementation G-206 de la CCSN, *Les garanties financières pour le déclassement des activités autorisées*. Dans chaque cas, les garanties comprennent un accord juridique rendant les fonds accessibles à la CCSN en cas de manquement de la part du titulaire de permis, auquel s'ajoutent des conditions

du permis délivré qui l'obligent à maintenir à jour les plans de déclassement, les évaluations des coûts et les garanties financières et de faire rapport périodiquement à la CCSN que les coûts demeurent valables, en vigueur et suffisants pour répondre aux besoins associés au déclassement. Ces dernières exigences constituent le moyen de garder les plans de déclassement et les garanties financières à jour et adéquats pour tenir compte d'événements tels qu'un changement aux plans d'exploitation de la centrale, un changement des conditions financières ainsi que l'élaboration de plans de gestion à long terme du combustible utilisé en vertu de la *Loi sur les déchets de combustible nucléaire*.

Les fonds en espèces, les lettres de crédit, les cautionnements d'assurance, les assurances et les engagements d'un gouvernement (soit fédéral ou provincial) ayant force exécutoire sont des exemples de garanties financières acceptables. La CCSN détermine l'acceptabilité des garanties à l'aide des critères suivants :

- Liquidité : Les mesures financières proposées devraient être telles que le prélèvement des fonds pourra se faire seulement avec l'accord préalable de la CCSN et que l'utilisation des fonds nécessaires à des fins de déclassement ne pourra être interdite, indûment retardée ou compromise pour quelque raison que ce soit.
- Valeur garantie : Le titulaire de permis devrait choisir des moyens de financement ou des instruments ou arrangements financiers qui offrent une garantie complète de leur valeur.
- Valeur adéquate : Les mesures financières devraient être liées aux plans de déclassement des activités autorisées et être suffisantes, en tout temps ou à des points prédéterminés dans le temps, pour assurer le financement des plans de déclassement pour lesquels elles sont prévues.
- Disponibilité continue : Les mesures financières requises pour le déclassement devraient être maintenues en permanence, ce qui peut exiger le renouvellement, la révision ou le remplacement périodiques des titres financiers fournis ou à échéance fixe. Par exemple, au moment de renouveler un permis, le plan préliminaire de déclassement pourrait être révisé et la garantie financière mise à jour en conséquence. Lorsque cela est nécessaire pour en maintenir la disponibilité, les mesures financières devraient inclure des dispositions prévoyant qu'il faut donner préavis de leur résiliation ou de l'intention de ne pas les renouveler.

Les garanties financières requises pour le déclassement des centrales d'Hydro-Québec, d'ENNB et d'OPG couvrent l'ensemble des activités de déclassement, y compris les étapes initiales pour placer les installations dans un état de conservation sûr. Conformément aux conditions du bail de location du site nucléaire de Bruce par Bruce Power, OPG maintient les garanties financières pour le déclassement des réacteurs à ce site. En plus des garanties financières pour le déclassement, la CCSN peut également exiger des garanties financières pour d'autres coûts lorsqu'elle juge que les risques financiers et en matière de sûreté le justifient.

D'autres renseignements sur les garanties financières et le déclassement sont donnés dans le *Rapport national du Canada pour la Convention commune sur la sûreté de la gestion du combustible utilisé et sur la sûreté de la gestion de déchets radioactifs*.

Financement du projet de maintien de tranches dans un état de conservation sûr à Pickering

Le financement des activités requises pour placer les tranches 2 et 3 à Pickering dans un état de conservation sûr, tout en maintenant disponibles les systèmes et l'équipement nécessaires pour

l'exploitation des tranches 1, 4, 5, 6, 7 et 8, provenait principalement des fonds alloués pour le déclassement des installations nucléaires.

La portée et l'estimation des coûts du projet pour placer les tranches 1, 4, 5, 6, 7 et 8 à Pickering dans un état de conservation sûr à la fin de leur durée de vie opérationnelle sont en voie d'être déterminés. Il est prévu que les activités de transition à un état de conservation sûr débiteront en 2021 pour se terminer en 2024. Certains plans préliminaires des activités pour placer les centrales nucléaires de Pickering dans un état de conservation sûr étaient inclus dans le plan d'exploitation durable des centrales à Pickering. Au cours de la prochaine période de référence, OPG soumettra à la CCSN le premier plan des activités de stabilisation, qui décrit les étapes à suivre pour effectuer la transition visant à placer les centrales nucléaires dans un état de conservation sûr.

Tous les titulaires de permis publient un plan préliminaire de déclassement tous les cinq ans. Un tel plan fournit la vision à long terme concernant la période de stockage et de surveillance (environ 30 ans) qui précède les activités de démolition et de restauration du site. Il indique également l'estimation des coûts relatifs au déclassement. Se fondant sur cette estimation, tous les titulaires de permis ont fourni une déclaration de garantie financière donnant ainsi l'assurance qu'ils disposeront des ressources financières nécessaires pour compléter le déclassement de leurs installations.

11.1c) Exigences de la *Loi sur la responsabilité nucléaire*

En vertu de la *Loi sur la responsabilité nucléaire* :

- un exploitant a l'obligation de voir à ce qu'aucune blessure à une autre personne ou qu'aucun dommage aux biens d'une autre personne ne soient occasionnés à la suite des propriétés fissiles ou radioactives ou à la fois de l'une de ces propriétés avec des propriétés toxiques, explosives ou autres propriétés dangereuses d'une substance nucléaire qui, selon le cas :
 - a) est dans l'installation nucléaire dont il est l'exploitant;
 - b) ayant été dans l'installation nucléaire dont il est l'exploitant, n'a pas, par la suite, été dans l'installation nucléaire exploitée légalement par une autre personne;
 - c) est en cours de transport à destination de l'installation nucléaire dont il est l'exploitant, en provenance de l'étranger, ou est dans un lieu d'entreposage à l'occasion de ce transport.

Conformément au paragraphe 15(1) de cette loi :

- un exploitant est tenu, pour chaque installation nucléaire dont il est l'exploitant, de maintenir auprès d'un assureur agréé une assurance couvrant la responsabilité que lui impose la présente loi, contenant les modalités approuvées par le ministre et consistant :
 - a) d'une part, en une assurance de base pour la période et un montant maximal de soixante-quinze millions de dollars que peut fixer pour cette installation nucléaire la Commission canadienne de sûreté nucléaire avec l'agrément du Conseil du Trésor;

- b) d'autre part, en une assurance supplémentaire pour la même période et pour un montant qui est égal à la différence, le cas échéant, entre le montant fixé en vertu de l'alinéa a) et 75 millions de dollars.

Aux termes des politiques actuelles, les entreprises Nuclear Insurance Association of Canada et European Liability Insurance for Nuclear Industry ont été approuvés comme fournisseurs d'assurance en matière de responsabilité nucléaire au Canada. La durée des assurances qu'elles offrent est habituellement d'un an et celles-ci sont renouvelables toutes les années à moins qu'elles ne soient modifiées ou annulées.

Le gouvernement du Canada a annoncé qu'il avait l'intention de proposer de nouvelles mesures législatives qui mettront à jour et renforceront le régime de responsabilité nucléaire du Canada, y compris de faire passer de 75 millions à un milliard de dollars la limite de la responsabilité des exploitants d'installation nucléaire. En parallèle avec des révisions du régime d'indemnisation canadien, le gouvernement a l'intention de mettre en place des mesures qui permettraient au Canada d'adhérer à la *Convention sur la réparation complémentaire des dommages nucléaires* de l'AIEA.

11.2 Ressources humaines

Le *Règlement général sur la sûreté et la réglementation nucléaires* exige que les titulaires de permis « veillent à ce qu'il y ait suffisamment de travailleurs qualifiés pour exercer l'activité autorisée en toute sécurité et conformément à la Loi, à ses règlements et au permis ». Par ressources humaines appropriées, on entend la possibilité d'avoir recours à un nombre suffisant d'employés qualifiés qui pourront, sans contrainte ou retard indu, exécuter toutes les activités normales, y compris la surveillance des travaux effectués par des entrepreneurs externes. Par activités normales, on entend également la capacité de faire face aux situations nécessitant l'intervention du plus grand nombre de personnes, quel que soit l'état de fonctionnement de la centrale.

Mesure C-2 proposée au Canada lors de la cinquième réunion d'examen

Résoudre le problème du manque potentiel de ressources humaines lié aux projets de réfection et de nouvelle centrale nucléaire

Le problème du manque de ressources humaines cerné lors de la cinquième réunion d'examen a été résolu par différents développements, y compris les suivants :

- la décision de fermer la centrale de Gentilly-2
- la fin des projets de réfection des centrales de Bruce-A et de Point Lepreau
- la décision de ne pas effectuer la réfection de la centrale de Pickering-B
- le temps plus long que prévu pris par la province de l'Ontario pour en arriver à une décision au sujet du projet de construction d'une nouvelle centrale nucléaire à Darlington

Les entreprises du secteur des centrales nucléaires ont en place des programmes exhaustifs et efficaces de formation, de dotation, d'examen, d'évaluation de la capacité de la main-d'œuvre, d'embauche, de maintien du savoir ainsi que de R-D, tels que décrits dans les alinéas qui suivent. Ces programmes, conjointement avec les développements mentionnés plus loin, ont contribué à la gestion efficace des ressources humaines dans l'ensemble du secteur nucléaire.

11.2a) Exigences et mesures relatives aux niveaux de dotation ainsi qu'à la formation et l'accréditation du personnel et à leurs qualifications

Programmes de formation des titulaires de permis

Étant donné que les titulaires de permis sont responsables de l'exploitation sûre de leurs centrales nucléaires respectives, ils sont donc tenus entièrement responsables de la formation et de l'évaluation de leurs employés afin de s'assurer qu'ils sont qualifiés pour s'acquitter de leurs fonctions.

Les programmes de formation sont élaborés conformément aux principes de l'approche systématique à la formation afin de s'assurer que les membres du personnel des titulaires de permis reçoivent une formation pertinente à leur poste. Les programmes des différents départements sont examinés régulièrement et les besoins de formation sont déterminés par analyse afin de pouvoir réviser ou élaborer des activités de formation au besoin pour s'assurer que celle-ci reflète les processus et les procédures en usage aux centrales nucléaires. En outre, des processus et procédures d'évaluation des programmes de formation sont appliqués régulièrement pour évaluer l'efficacité des programmes de formation afin de s'assurer que les membres du personnel demeurent compétents pour remplir leurs fonctions. Par exemple, OPG utilise un ensemble d'objectifs et de critères élaborés par INPO pour accréditer ses programmes de formation.

L'utilisation par Bruce Power du modèle de Kirkpatrick pour évaluer l'apprentissage est un autre exemple d'évaluation de l'efficacité de la formation. Afin de cerner les besoins en matière de perfectionnement de la formation, une fiche d'évaluation de son efficacité est utilisée pour déterminer les problèmes nécessitant de la formation pour les résoudre, les sujets spécifiques de celle-ci, les résultats attendus et la méthode privilégiée pour évaluer son efficacité. Différents moyens existent pour évaluer l'efficacité de la formation dont : les examens des connaissances des stagiaires (examen écrit), examens de la performance des stagiaires (test en laboratoire ou sur le tas, etc.), examens des indicateurs de rendement (c'est-à-dire du rendement humain), les auto-évaluations du domaine d'intervention, les observations sur le terrain, les entrevues, les évaluations complémentaires (surveillance à l'interne, examens par les pairs) et d'autres. Ces moyens sont mis en place lors du perfectionnement de la formation et varient en fonction des résultats escomptés et des comportements que la formation devrait susciter.

Tous les titulaires de permis de centrale nucléaire, EACL et CANDU Énergie offrent également des programmes de formation axés sur la technologie CANDU ainsi que sur des compétences générales telles que les habiletés de comportement. En outre, CANDU Énergie organise sur une base régulière des séminaires sur des sujets spécifiques présentés par des personnes d'expérience de CANDU Énergie, d'EACL ainsi que des titulaires de permis et du milieu académique.

Des services de formation sont offerts au personnel d'exploitation et d'entretien pour assurer et maintenir un bon rendement humain. Ces activités de formation comprennent normalement des cours structurés, des classes-ateliers, de la formation sur le tas, de l'encadrement par un surveillant et des séances d'information informelles. La majorité des membres du personnel reçoivent également une formation en radioprotection à un niveau leur permettant d'assurer leur propre protection, de parrainer le personnel de soutien et d'effectuer une surveillance à l'égard de la radioprotection.

Le nombre de personnes assignées aux affaires réglementaires est trop faible pour qu'un seul titulaire de permis de centrale nucléaire au Canada puisse maintenir à jour et diffuser un programme maison de formation sur ce sujet. Un groupe de travail du secteur nucléaire coordonne un programme de formation conjoint sur les affaires réglementaires. Des titulaires de permis, la CCSN et l'EACL ont élaboré des cours sur les sujets suivants et ils les ont fait connaître aux autres :

- les permis d'exploitation de centrale nucléaire
- les rapports à soumettre par les exploitants de centrale nucléaire selon la norme S-99
- la LSRN et ses règlements
- l'introduction aux analyses de la sûreté
- la gestion des questions de réglementation
- les communications en matière de réglementation et la rédaction technique
- l'INES

Certains des cours sont présentement en voie de révision afin de tenir compte de la nouvelle forme des permis d'exploitation de centrale nucléaire (décrits à l'alinéa 7.2 (ii)d)).

Le personnel d'appoint joue un rôle clé à l'égard du rendement d'un titulaire de permis lorsque vient le temps d'effectuer des travaux critiques sur les systèmes de sûreté et les systèmes liés à la sûreté dans le cadre des arrêts à des fins d'entretien. Habituellement, les travailleurs d'appoint sont recrutés lors des arrêts, mais ils peuvent également participer à des travaux d'ingénierie ou de conception. La formation et la qualification de ces travailleurs font en sorte qu'ils sont au fait des pratiques du secteur nucléaire comme les outils de soutien au rendement humain et le programme de mesures correctrices. Les programmes servant à évaluer les compétences du personnel d'appoint comprennent l'évaluation des connaissances et des habiletés nécessaires pour exécuter des travaux spécifiques aux centrales nucléaires.

Les programmes de formation tiennent compte des besoins du personnel d'appoint (p. ex. en ce qui concerne les enveloppes sous pression, l'électricité ainsi que les activités de levage et de montage) et du personnel qui effectue la gestion de contrats. Ils tiennent également compte de la formation et de l'expérience antérieure à l'aide d'évaluations normalisées des tâches (méthode d'Electric Power Research Institute [EPRI]) ou des certificats de qualification acquis à titre d'apprentis. De la formation spécialisée est donnée dans des domaines tels la qualification environnementale, l'exclusion des matières étrangères, la protection des voies respiratoires, le rendement humain et la radioprotection, y compris l'OPEX dans le secteur nucléaire.

Nombre de travailleurs et qualifications

Les exigences concernant la qualification du personnel et l'effectif dans les centrales nucléaires, dont celles pour les opérateurs de salle de commande, sont décrites à l'annexe 11.2a).

L'effectif minimal est le nombre de travailleurs possédant des qualifications spécifiques qui doivent être présents à la centrale en tout temps afin de s'assurer que les activités autorisées sont effectuées de manière sûre et conformément à la LSRN, à ses règlements et au permis. Le nombre de travailleurs et leurs qualifications doivent être adéquats pour pouvoir faire face aux situations nécessitant l'intervention du plus grand nombre de personnes, quel que soit l'état de fonctionnement de la centrale. Le document G-323 de la CCSN, *Assurer la présence d'un nombre suffisant d'employés qualifiés aux installations nucléaires de catégorie I – Effectif minimal*, décrit les attentes du personnel de la CCSN à l'égard de facteurs clés devant être tenus

en compte pour s'assurer de la présence d'un nombre suffisant d'employés qualifiés aux installations nucléaires de catégorie I.

Le nombre de travailleurs nécessaires et les qualifications qu'ils doivent posséder pour satisfaire aux exigences de la LSRN, des règlements et du permis sont particuliers à chacune des centrales. Conformément aux attentes stipulées dans le document G-323, l'effectif minimal est déterminé par une analyse systématique et son caractère adéquat est démontré par un exercice de validation intégré. Au cours de la période de référence, tous les titulaires de permis de centrale nucléaire étaient soit en voie de réaliser l'analyse systématique pour déterminer l'effectif minimal ou de démontrer qu'il était adéquat en effectuant un exercice de validation. Il est prévu que ces activités se poursuivront au cours de la prochaine période de référence.

Il faut noter que l'effectif minimal fait présentement l'objet d'une évaluation afin de confirmer la capacité des titulaires de permis à faire face aux situations nécessitant l'intervention du plus grand nombre de personnes, y compris en exploitation normale ainsi que lors des incidents de fonctionnement prévus et des accidents de dimensionnement. Dans le cadre du *Plan d'action de la CCSN*, les titulaires de permis de centrale nucléaire doivent évaluer les plans actuels et prendre des mesures pour améliorer leur capacité d'intervention en cas d'urgence de sorte à pouvoir faire face à des conditions qui vont au-delà des accidents hors dimensionnement déjà pris en compte, dont une perte de l'alimentation en courant alternatif pendant une longue période. En bref, les titulaires de permis doivent évaluer la capacité des salles de commande d'urgence, les rôles et responsabilités du personnel requis en surcroît de l'effectif minimal, les procédures et l'équipement d'urgence qui seraient utilisés pour atténuer tout accident hors dimensionnement. Étant donné la nature des améliorations possibles, le rendement humain sera considéré dans le cadre de l'évaluation de la réponse aux accidents hors dimensionnement.

Entretien de jour

Pour les activités d'entretien prévues, on a apporté un changement aux centrales nucléaires et décidé de les effectuer pendant le jour. Le but de ce changement est de pouvoir planifier l'exécution de la majorité des travaux d'entretien pendant le jour de sorte que le personnel et les activités jugés non essentielles ne soient plus restreints à la structure de travail par quart. Les avantages possibles de l'entretien de jour comprennent la mise sur pied d'équipes d'entretien spécialisées ainsi qu'une diminution de la fatigue qu'entraîne la rotation pendant les quarts, du nombre de transfert des travaux d'une équipe à une autre et des possibilités d'erreur.

Un changement à un entretien de jour nécessite une analyse approfondie de l'effectif minimal par quart requis dans le cas du personnel d'entretien afin de pouvoir répondre en cas d'événement. À la suite d'une analyse, OPG a conclu que, pour atténuer les événements dans le cas de la centrale Darlington, des habiletés spécifiques d'entretien sont requises seulement pour un nombre limité de scénarios. Des membres du personnel d'exploitation ont été formés pour remplir les rôles de l'organisation d'intervention en cas d'urgence attribués précédemment au personnel d'entretien. Ainsi, d'effectuer la majorité des travaux d'entretien pendant le jour n'aura aucune incidence sur la réponse aux événements.

OPG a également complété une analyse de la structure et de l'effectif de l'organisation d'intervention en cas d'urgence afin de prendre avantage des gains au chapitre de l'efficacité acquise lors de la mise en place récente de systèmes automatisés de surveillance du rayonnement gamma à des endroits près du périmètre du site et d'autres endroits où se trouvent des sources

termes. En effectuant des analyses et des exercices de validation, OPG a démontré qu'elle avait un nombre suffisant de travailleurs qualifiés disponibles en tout temps pour assurer l'exploitation sûre de l'installation et pour atténuer les conséquences de toute situation d'urgence.

Le personnel de la CCSN appuie la transition vers une organisation qui effectue l'entretien de jour et reconnaît que les bénéficiaires mentionnés ci-avant devraient améliorer la sûreté des centrales nucléaires.

Transfert de la responsabilité des examens d'accréditation du personnel de la CCSN aux titulaires de permis

Depuis 2009, les titulaires de permis administrent de façon indépendante les examens d'accréditation initiale de leur personnel de quart qui doit obtenir une accréditation de la CCSN conformément au document RD-204 de la CCSN, *Accréditation des personnes qui travaillent dans des centrales nucléaires*. Celui-ci est cité dans les permis d'exploitation des centrales nucléaires en place actuellement.

Évaluation des programmes de formation des titulaires de permis

La CCSN définit et établit des exigences et critères réglementaires concernant la formation, les examens et la qualification du personnel des titulaires de permis, y compris le personnel accrédité aux centrales nucléaires. De plus, elle évalue régulièrement les programmes de formation des titulaires de permis pour le personnel accrédité et non accrédité. Les activités réglementaires comprennent aussi des évaluations des processus et procédures, dans le cadre de d'une approche systématique à la formation et à l'examen des programmes de formation, ainsi que des évaluations et inspections sur place du matériel et des produits des programmes de formation.

Le rendement de tous les titulaires de permis en ce qui a trait à la formation du personnel, à l'accréditation du personnel et aux examens d'accréditation initiale et tests de requalification, qui font partie du domaine de sûreté et de réglementation (DSR) « Gestion de la performance humaine » est évalué chaque année dans le cadre de l'*Évaluation intégrée en matière de sûreté des centrales nucléaires au Canada par le personnel de la CCSN*. Au cours de la période de référence, le rendement des titulaires de permis dans ce DSR a été généralement satisfaisant. L'appendice F donne la définition des programmes et domaines de sûreté et de réglementation ainsi que les cotes de rendement attribuées aux titulaires de permis au cours de la période de référence.

Suggestion S8 résultant de la mission initiale du SEIR en 2009

« Pour confirmer la compétence des exploitants d'installations, la CCSN devrait étudier et continuer d'adopter un processus cohérent et qui correspond aux risques/dangers que présentent les installations. »

L'équipe d'examen par des pairs qui a participé à la mission de suivi du SEIR en 2011 a observé que la CCSN avait déjà mis en place un processus d'accréditation du personnel des titulaires de permis de centrale nucléaire nécessitant une telle accréditation. Au cours de la période de référence, la CCSN a appliqué ce processus d'accréditation à d'autres installations autorisées, en suivant une approche en fonction du risque. Pour ces raisons, l'équipe d'examen par les pairs a clos le dossier lié à la suggestion S8.

11.2b) Maintien des ressources humaines dans le centrales nucléaires

En 2011, l'organisme Ressources humaines, industrie électrique du Canada (auparavant le Conseil sectoriel de l'électricité) a effectué une étude exhaustive afin :

- d'évaluer l'ampleur de l'écart entre la demande et la disponibilité de travailleurs
- de mieux comprendre quels domaines et métiers sont les plus susceptibles de manquer de travailleurs à court terme, et les types de contraintes actuelles
- de déterminer des mesures appropriées pour atténuer les effets du manque possible de main-d'œuvre.

Pour le secteur de l'électricité, l'étude a fait ressortir les points clés suivants :

- 45 000 nouveaux travailleurs qualifiés seront requis au cours des cinq prochaines années, ceci équivaut à presque la moitié des travailleurs qui entrent sur le marché du travail et plus de deux fois le nombre de travailleurs qualifiés recrutés au cours des cinq dernières années
- les départs à la retraite constituent toujours un problème sérieux et imminent
- il est prévu que 40 % de la main-d'œuvre partira à la retraite au cours des dix prochaines années
- approximativement 70 % des travailleurs étaient âgés de plus de 40 ans
- le recrutement et le maintien du personnel demeurent une priorité afin de combler les postes vacants et de remplacer les travailleurs qui partiront à la retraite
- une augmentation de la disponibilité de travailleurs possédant un diplôme et formés pour le secteur nécessitera une plus grande collaboration entre les entreprises du secteur, les employés et les établissements d'enseignement

L'augmentation de la demande d'électricité prévue dans toutes les provinces du Canada signifie qu'elles devront accroître de façon importante la capacité de production au cours des 20 prochaines années. Le défi auquel fera face le secteur de l'électricité est l'embauche de la main-d'œuvre requise pour construire et exploiter les nouvelles installations. Une contrainte additionnelle est la pénurie possible de travailleurs disponibles pour le secteur de l'électricité à cause de l'expansion de l'exploitation des sables bitumineux dans l'ouest du pays et des projets de construction de pipelines.

Les entreprises du secteur nucléaire au Canada ont évalué ces défis et ont mis en place des programmes robustes de développement et de remplacement des travailleurs afin de répondre aux besoins à venir. Les changements démographiques de la main-d'œuvre et les prévisions d'une hausse des besoins en ressources humaines de ce secteur (p. ex. à cause des projets de réfection et de construction de nouvelles centrales) ont mené à des initiatives à l'égard des quatre domaines connexes suivants :

- les analyses détaillées des compétences de la main-d'œuvre
- les programmes d'embauche
- les programmes de formation pour les nouveaux employés
- les programmes de maintien du savoir visant à conserver celles des travailleurs qui partent à la retraite

En plus du personnel des centrales nucléaires, EACL emploie presque 3 000 scientifiques, ingénieurs et personnel de soutien aux Laboratoires de Chalk River, dont 530 possèdent un doctorat ou une maîtrise. Cette installation constitue le plus grand laboratoire au Canada dans le

domaine des sciences et de la technologie. Un élément clé du mandat d'EACL est de « former des personnes hautement qualifiées possédant les compétences techniques, opérationnelles et d'entrepreneur nécessaires pour soutenir une économie concurrentielle du savoir ». Tel que mentionné au début du présent article, la fermeture de la centrale de Gentilly-2 et d'autres décisions ont grandement amoindri l'importance du problème relatif à la pénurie des ressources humaines.

Analyse de la capacité en matière de ressources humaines

Les titulaires de permis de centrale nucléaire effectuent régulièrement des analyses exhaustives de leur capacité en matière de ressources humaines afin de prédire l'écart entre la disponibilité et les niveaux prévus pour l'exploitation, l'entretien et l'ingénierie. Ces analyses portent une attention particulière aux écarts critiques au regard des habiletés devant être maintenues, remplacées ou obtenues à contrat. Les besoins de formation sont également cernés. Le processus de planification de la main-d'œuvre de Bruce Power est décrit de façon plus détaillée à l'annexe 11.2b).

Les titulaires de permis de centrale nucléaire disposent de processus de planification de la relève servant à prédire les départs des cadres supérieurs et à planifier et à se préparer à leur remplacement. Les postes de direction, jusqu'au niveau des chefs de département, ont été répertoriés et des évaluations sont en cours afin de déterminer la capacité des candidats potentiels à assumer les responsabilités de ces postes (soit « prêt maintenant », « prêt d'ici un ou deux ans », ou « prêt d'ici trois à cinq ans »). Des programmes d'apprentissage sont en place pour préparer ces candidats à remplacer les titulaires des postes critiques au fur et à mesure qu'ils partent à la retraite. Pour combler les écarts prévus au niveau de la haute direction, OPG a entrepris un programme visant à accélérer la formation d'ingénieurs montrant un grand potentiel, par l'entremise d'une planification plus précise et d'activités d'apprentissage ciblées.

Candu Énergie tente de régler cette question par l'entremise d'un système global de gestion des ressources qui porte une attention particulière aux services d'ingénierie requis pour apporter un soutien aux titulaires de permis de centrales nucléaires, y compris pour la réfection des centrales actuelles et la construction éventuelle de nouvelles centrales nucléaires. Ce système géré sur une base fonctionnelle englobe différents groupes des secteurs d'activités de Candu Énergie, adoptant une approche optimale tenant compte de la volatilité des affaires, de la nécessité de soupeser les besoins des clients et de s'assurer que la démarche est uniforme, tout en se conformant à la convention collective et en utilisant les meilleures pratiques. Les éléments du système sont regroupés selon les différentes catégories suivantes : l'offre, la demande, la planification des ressources, le perfectionnement des ressources et la gestion du rendement. Les habiletés des différents membres du personnel technique sont répertoriées et entrées dans une base de données avec les plans de relève établis pour répondre aux besoins commerciaux de l'entreprise. Le risque d'attrition de ces employés est géré de manière proactive par une équipe fonctionnelle et exclusive de gestion des ressources qui évalue en continu les habiletés, connaissances et qualifications des travailleurs pour déceler les écarts et les combler en prenant avantage de possibilités de formation commerciale ciblées et sur le tas.

Programme de recrutement

Les titulaires de permis de centrale nucléaire ont continué de reconstituer leur main-d'œuvre par des programmes de recrutement dans les domaines de l'exploitation, de l'entretien et de

l'ingénierie. Le recrutement du personnel d'entretien mécanique et d'entretien des dispositifs de commande et des opérateurs se fait essentiellement auprès des collèges techniques locaux avec lesquels les titulaires de permis de centrale nucléaire ont établi des partenariats comprenant des conseils sur les programmes d'études et les débouchés professionnels. Le recrutement des ingénieurs comprend l'embauche de personnes d'expérience et de jeunes diplômés des universités canadiennes, dont certaines offrent des programmes en génie nucléaire (voir la section « Programmes de formation externe » qui suit).

Afin de faire la promotion du secteur nucléaire et d'accroître le nombre de candidats, les titulaires de permis de centrale nucléaire participent activement à des programmes dont des campagnes de relations externes sur des campus universitaires et des concours de robotique. Ils s'associent aussi à des organismes tels que Le nucléaire au féminin et Nouvelle génération du nucléaire en Amérique du Nord (NAYGN).

La branche canadienne de l'organisme Le nucléaire au féminin (WiN-Canada) a été établie en 2004. Elle fait valoir et appuie le rôle que les femmes peuvent jouer et jouent en réponse aux préoccupations du public en général au sujet de l'énergie nucléaire et de l'application des technologies nucléaires et celles faisant usage du rayonnement. WiN-Canada œuvre également à offrir de l'aide aux femmes afin qu'elles réussissent dans le secteur nucléaire, par des initiatives comme le mentorat, le réseautage et des activités de perfectionnement personnel. Par l'entremise d'un partenariat avec WiN-Canada, les titulaires de permis de centrale nucléaire et EACL ont collaboré avec cet organisme dans un nombre de projets conjoints. Ceux-ci comprennent la production d'une bande vidéo, *Le crochet*, qui encourage les jeunes femmes complétant leurs études secondaires à poursuivre une carrière dans le secteur nucléaire, ainsi qu'un projet visant à fournir des recommandations aux ressources humaines du secteur de l'électricité sur la manière d'élaborer des stratégies plus solides pour amener les femmes à occuper des postes de métier dans ce secteur.

Un nombre d'ingénieurs nouvellement diplômés et présentement apprentis chez les titulaires de permis et EACL font partie de l'organisme Nouvelle génération du nucléaire en Amérique du Nord (NAYGN). Cet organisme offre l'occasion à une nouvelle génération d'enthousiastes du nucléaire de développer des habiletés professionnelles et de leadership, de tisser des liens qui dureront toute une vie, de s'adresser au public et de l'informer.

À EACL, les besoins en personnel possédant les habiletés requises sont comblés par concours interne et le recrutement à l'externe, dont des contrats avec des personnes expérimentées telles que des retraités d'EACL ou des titulaires de permis.

À Candu Énergie, les besoins en personnel possédant les habiletés requises sont comblés par concours interne et le recrutement à l'externe, dont des contrats avec des personnes expérimentées telles que des retraités de Candu Énergie ou des titulaires de permis. De plus, pour effectuer le recrutement, Candu Énergie utilise les média sociaux et des partenariats innovateurs avec des universités canadiennes et Mitacs, un organisme sans but lucratif appuyé par le gouvernement, afin que les étudiants universitaires de deuxième cycle très qualifiés ainsi que les internes titulaires d'une bourse postdoctorale et les professeurs qui les supervisent soient informés des projets sur la technologie CANDU visant à combler des écarts cernés au niveau de la connaissance dans le secteur nucléaire.

Programmes de formation externe

L'Institut de technologie de l'Université de l'Ontario (UOIT) a mis sur pied un programme en génie nucléaire afin de répondre spécifiquement aux besoins des entreprises du secteur nucléaire. Depuis 2007, plus de 200 étudiants de ce programme ont reçu un diplôme de premier cycle (bachelier) et plus de 45 étudiants en ont reçu un de deuxième cycle (maîtrise). Dix-huit étudiants sont présentement inscrits au programme de troisième cycle (doctorat). Les liens étroits que l'Institut maintient avec des entreprises du secteur nucléaire, le Groupe CSA et la CCSN sont utilisés pour définir le curriculum et choisir des sujets pour les projets de thèses et de recherche entrepris à l'université. L'UOIT octroie des diplômes dans une gamme complète de disciplines d'ingénierie, dont des diplômes de premier cycle ainsi que de deuxième et troisième cycles qu'octroie la Faculté des filières énergétiques et des sciences nucléaires. Cette faculté offre également des cours au niveau de la maîtrise ainsi que des programmes d'études supérieures en génie nucléaire, sciences du rayonnement et des domaines connexes afin de répondre aux besoins de formation continue. Les programmes sont axés sur la cinétique des réacteurs, la conception des réacteurs, la conception et la simulation des centrales, la détection et la mesure du rayonnement, la biophysique du rayonnement et la dosimétrie, les effets du rayonnement sur l'environnement, la production et l'utilisation des radio-isotopes, la gestion des déchets, le cycle du combustible, la chimie du rayonnement et l'analyse des matériaux à l'aide de techniques faisant appel au rayonnement. Des ententes similaires avec d'autres collèges contribuent à répondre aux besoins futurs en travailleurs de métier et en personnel d'exploitation.

Le Réseau d'excellence universitaire en génie nucléaire (UNENE) est une alliance, entre universités (p. ex. l'UOIT), titulaires de permis de centrale nucléaire et organismes de réglementation et de recherche, mise sur pied afin d'appuyer et d'améliorer l'enseignement ainsi que la capacité en matière de recherche dans le domaine nucléaire aux universités canadiennes. Son principal objectif est de fournir une réserve durable d'ingénieurs et de scientifiques compétents dans le domaine afin de répondre aux besoins actuels et futurs des entreprises du secteur nucléaire et de l'organisme de réglementation du Canada en offrant des programmes de formation universitaire et des programmes affiliés, de même qu'en encourageant les jeunes à choisir une carrière dans le secteur nucléaire. Les principaux moyens utilisés à cette fin ont été la création de nouveaux postes de professeurs dans sept universités ontariennes et l'augmentation du financement de la recherche nucléaire dans certaines universités. Par l'intermédiaire des universités membres, l'UNENE bâtit et offre des programmes éducatifs destinés aux étudiants qui envisagent de travailler dans le secteur nucléaire et à ceux qui y travaillent déjà. Dans l'ensemble, environ 130 étudiants sont inscrits aux programmes offerts par les universités de l'UNENE, effectuant des travaux visant à obtenir un diplôme de deuxième ou de troisième cycle. Par exemple, au cours de la période 2011-2012, parmi les étudiants qui ont complété un programme offert par l'UNENE, 32 ont obtenu un diplôme de deuxième cycle et cinq en ont obtenu un de troisième cycle.

Le programme CANTEACH a été créé par EACL, OPG, le COG, Bruce Power, l'Université McMaster, l'École Polytechnique de Montréal et la Société nucléaire canadienne. Son but est d'élaborer un ensemble exhaustif de documents d'éducation et de formation avec la participation des universités, pour ensuite afficher le tout sur le Web. Ce programme permet de continuer de recueillir les données fournies par les entreprises du secteur nucléaire canadien, les universités canadiennes et la CCSN.

Programme de maintien du savoir

La gestion et le maintien des compétences demeurent des domaines nécessitant une grande attention de la part des titulaires de permis de centrale nucléaire. Différentes initiatives sont en cours afin de transmettre le savoir et ainsi atténuer la possibilité de perdre des connaissances critiques après le départ d'une partie importante des travailleurs intellectuels du secteur nucléaire.

À titre d'exemple, au cours de la période de référence, OPG a commencé la mise en œuvre du processus de maintien du savoir par un essai-pilote portant sur une partie du domaine du génie nucléaire. Ce processus était axé sur les postes critiques, ceux qui présentent le plus grand risque de perte du savoir. L'évaluation de ce risque consistait à attribuer une cote en fonction du temps qu'il reste avant la retraite ou le départ d'un employé et du niveau d'importance du poste pour en arriver à un facteur d'attrition total. L'essai-pilote ayant réussi, il a été élargi pour couvrir tous les aspects du génie nucléaire, permettant de mettre à jour des tableaux du risque lié au personnel et de mettre en œuvre des plans de maintien du savoir. En outre, un ensemble d'outils de gestion du savoir a été mis au point pour aider les gestionnaires à poursuivre la mise en œuvre du processus. Ces derniers évaluent périodiquement dans quelle mesure les différents rôles sont critiques pour l'organisation et si le savoir nécessaire est disponible. L'équipe de direction du domaine de l'ingénierie appuie entièrement le programme et examine régulièrement les résultats des évaluations portant sur le savoir.

Les initiatives prises pour atténuer le risque de perte du savoir comprennent les suivantes :

- la mise en place de banques de connaissances à l'aide d'un logiciel commun de classement des documents afin de favoriser le maintien du savoir
- le maintien d'un personnel diversifié comprenant de nouveaux diplômés en formation, des personnes d'expérience et un personnel d'appoint afin de favoriser le transfert du savoir
- l'établissement et l'harmonisation de partenariats avec des fournisseurs externes de services présélectionnés afin d'avoir une nouvelle approche de mise en œuvre des projets s'inspirant du modèle ingénierie-acquisition-construction
- l'assignation des rôles de mentorat et d'encadrement à des membres du personnel et la mise en œuvre d'un processus de repérage des talents émergents de sorte à accélérer le perfectionnement du personnel subalterne afin qu'il joue un rôle plus important dans l'entreprise
- la formation sur le tas et la rotation du personnel de sorte à ce qu'il élargisse ses connaissances et acquière une expérience plus variée
- la tenue de forums par le secteur nucléaire, conçus de façon à favoriser le partage des meilleures pratiques et l'examen des solutions possibles aux problèmes et obstacles communs (y compris une invitation pour faire une présentation lors de la conférence récente de la Nuclear Regulatory Commission des États-Unis (USNRC) sur l'information en matière de réglementation
- la mise sur pied de centres d'excellence constituant des masses critiques d'expertise et l'adoption par tous les titulaires de permis de centrale nucléaire d'une approche uniforme dans des domaines clés pour le secteur (p. ex. en réunissant des experts sur différents composants comme les moteurs et les vannes)

Maintien de la capacité en matière de recherche et de développement

Outre les enjeux que représente le maintien des ressources humaines, des doutes ont été exprimés sur la capacité du financement de la R-D en matière d'énergie nucléaire à préserver et maintenir à flot les capacités de base en personnel et installations de RD. Les entreprises du secteur nucléaire reconnaissent qu'il est important de maintenir une capacité de base en R-D adéquate, de conserver l'expertise et de former de futurs experts.

Le COG produit tous les trois ans un rapport sur la capacité de R-D du secteur nucléaire canadien. Ce rapport examine et documente la capacité de R-D au Canada afin de s'assurer que suffisamment de fonds sont disponibles pour les activités de R-D de sorte à pouvoir apporter le soutien nécessaire à l'exploitation sûre et fiable à long terme des centrales nucléaires. Le rapport publié en 2012 présentait une analyse de l'impact du financement de la RD au cours des trois années précédentes (2009-2012), et des ressources prévues au cours des trois années suivantes (2012-2014). Le rapport de 2012 mentionnait que le financement soutenu de la R-D au cours des dernières années avait permis au secteur nucléaire de maintenir de façon adéquate les infrastructures (installations et personnel expert) requises pour appuyer l'exploitation sûre et le rendement des installations nucléaires au fur et à mesure qu'elles vieillissent. Il est prévu que des initiatives, telles que celles ayant trait au maintien du savoir par la production de rapports à la fine pointe de la technologie et de documents d'AQ des programmes informatiques, par la mise sur pied de bases de données consolidées et par l'élaboration de lignes directrices en matière d'exploitation, ainsi que des initiatives de plus haut niveau relatives à la gestion du maintien du savoir et l'élimination des cas d'expert unique auront des effets positifs à moyen et à long terme.

La CCSN surveille la capacité des entreprises du secteur nucléaire canadien à soutenir les programmes de R-D ainsi que les résultats de ces programmes. Aux termes de leur permis d'exploitation, qui inclut un renvoi au document S-99 de la CCSN, *Rapport à soumettre par les exploitants de centrales nucléaires*, les titulaires de permis doivent faire rapport à la CCSN des résultats importants des activités de R-D. Le rapport découlant de la mission initiale du SEIR en 2009 indiquait les bénéfices d'exiger que les titulaires de permis fournissent, sur une base régulière, des rapports au sujet de leurs activités de R-D (bonne pratique G7).

Les programmes de R-D relatifs aux centrales nucléaires canadiennes mis en œuvre au cours de la période de référence sont décrits à l'appendice E.

Article 12 – Facteurs humains

Chaque Partie contractante prend les mesures appropriées pour que les possibilités et les limites de l'action humaine soient prises en compte pendant toute la durée de la vie d'une installation nucléaire.

Les facteurs humains sont les facteurs qui ont une incidence sur le rendement humain et, par conséquent, une incidence sur la sûreté d'une installation ou d'une activité nucléaire pendant toutes ses phases, y compris la détermination des spécifications, la conception, la construction, la mise en service, l'exploitation, l'entretien et le déclassement. Ces facteurs peuvent comprendre les traits spécifiques de la personne, la tâche, l'équipement et les outils qu'elle utilise, l'organisation à laquelle elle appartient, l'environnement dans lequel elle travaille et la formation qu'elle a reçue. L'application des connaissances et méthodes en matière de facteurs humains à des domaines comme, la conception des interfaces, la rédaction des procédures, la formation et la conception des organisations et des tâches, améliore la fiabilité du rendement des personnes qui effectuent des tâches dans différentes conditions.

La politique d'application de la réglementation P-119 de la CCSN, *Politique sur les facteurs humains*, décrit la façon dont la CCSN tient compte des facteurs humains dans ses activités de délivrance de permis, de conformité et d'élaboration de normes. Au moment de déterminer si un demandeur de permis de centrale nucléaire est qualifié et a pris des dispositions adéquates pour préserver la santé et la sécurité des personnes et pour protéger l'environnement, la CCSN évaluera jusqu'à quel point le demandeur a tenu compte des facteurs humains et appliqué les connaissances dans ce domaine de même que l'acceptabilité des programmes qu'il prévoit mettre en œuvre à cette fin.

La CCSN a distribué plusieurs documents et guides d'application de la réglementation afin d'aider les titulaires de permis et les demandeurs de permis à planifier et exécuter les activités reliées aux facteurs humains. De plus, un certain nombre de documents de la CCSN ont été élaborés afin de préciser des exigences spécifiques devant être prises en compte dans le cadre de projets de nouvelle centrale nucléaire et de prolongation de la durée de vie de centrales. Voici la liste des documents pertinents :

- *Plan de programme d'ingénierie des facteurs humains* (G-276)
- *Plan de vérification et validation des facteurs humains* (G-278)
- *Assurer la présence d'un nombre suffisant d'employés qualifiés aux installations nucléaires de catégorie I – Effectif minimal* (G-323)
- *Conception des nouvelles centrales nucléaires* (RD-337)
- *Prolongement de la durée de vie des centrales nucléaires* (RD-360)
- *Études probabilistes de sûreté (EPS) pour les centrales nucléaires* (S-294)
- *Analyses de la sûreté pour les centrales nucléaires* (RD-310)

La CCSN traite des facteurs humains et organisationnels à plusieurs endroits dans le document RD/GD-369 de la CCSN, *Guide de présentation d'une demande de permis : Permis de construction d'une centrale nucléaire*. Le demandeur d'un permis doit démontrer un engagement global à promouvoir une saine culture de sûreté, et que son personnel et celui des fournisseurs,

des entrepreneurs principaux et des sous-traitants possèdent les connaissances, les habiletés et les compétences requises.

L'ingénierie des facteurs humains (IFH) consiste en l'application des connaissances sur les capacités et limites humaines à la conception des centrales, des systèmes et de l'équipement. L'IHF vise à s'assurer que la conception, les tâches des personnes et l'environnement de travail sont compatibles avec les attributs sensoriels, perceptifs, cognitifs et physiques du personnel assigné à l'exploitation, l'entretien et le soutien d'une centrale. Les entreprises du secteur nucléaire au Canada tiennent compte des principes de l'IFH pour les modifications des centrales nucléaires, les projets de prolongation de la durée de vie de centrale et pour les projets de nouvelle centrale nucléaire. L'importance accordée à l'IFH augmente en proportion de l'accroissement de la complexité et de la criticité des interfaces et elle est habituellement plus grande dans le cas des tâches des opérateurs.

D'un point de vue réglementaire, la CCSN s'attend à ce que les titulaires de permis consultent les principes et les normes modernes de l'IFH et fassent appel aux meilleures pratiques dans ce domaine au moment de planifier les modifications à apporter à une centrale, bien qu'il soit reconnu que leur application aux centrales plus vieilles peut être limitée par les technologies, le manque d'espace et les pratiques d'exploitation en salle de commande. La CCSN exige que chaque titulaire de permis indique les principes et normes modernes qui ont été pris en compte et, en outre, explique comment ils ont été appliqués et pourquoi ils ne peuvent l'être dans certains cas et finalement décrive les mesures d'atténuation prises pour assurer une exploitation sûre à long terme.

Certains aspects des facteurs humains chez tous les titulaires de permis font l'objet d'une évaluation à chaque année et les résultats sont présentés dans le rapport annuel intitulé *Évaluation intégrée en matière de sûreté des centrales nucléaires au Canada par le personnel de la CCSN*. Par exemple, dans ce rapport annuel, plusieurs aspects des facteurs humains sont traités dans les alinéas portant sur le domaine de sûreté et de réglementation « Gestion de la performance humaine » tandis que les facteurs humains relatifs à la conception le sont dans les alinéas portant sur le domaine de sûreté et de réglementation « Conception matérielle ». Au cours de la période de référence, le rendement des titulaires de permis dans le domaine de sûreté et de réglementation « Gestion de la performance humaine » a été satisfaisant. L'appendice F donne la définition des DSR de la CCSN et des domaines particuliers connexes (tableau F.1) ainsi que les cotes de rendement attribuées aux titulaires de permis au cours de la période de référence (tableau F.2).

Au cours de la prochaine période de référence, le personnel de la CCSN continuera de définir les exigences en matière de facteurs humains s'appliquant aux projets de nouvelle centrale nucléaire ainsi qu'aux installations présentement en exploitation. De plus, les questions liées aux facteurs humains seront étudiées dans le cas des centrales nucléaires approchant la fin de leur durée de vie.

Les évaluations de la CCSN portant sur les facteurs humains et organisationnels comprennent les aspects particuliers suivants, ceux-ci étant décrits dans les alinéas suivants :

- les programmes relatifs au rendement humain
- les facteurs humains et la conception
- les interventions humaines et les analyses de la sûreté
- les procédures

- l'organisation du travail et la conception des tâches
- l'aptitude au travail
- le rendement organisationnel
- la surveillance et l'amélioration du rendement

12a) Programmes relatifs au rendement humain

Le rendement humain est une combinaison de comportements, fonctions et actions humains dans un environnement donné, reflétant la capacité des travailleurs et de la direction à répondre aux exigences de rendement d'un système dans les conditions d'utilisation de ce système. Le rendement humain est influencé par les différents éléments des facteurs humains. Les programmes en matière de rendement humain visent à réduire au minimum le potentiel d'erreurs humaines en traitant une gamme de facteurs qui ont des répercussions sur ce rendement. Un programme de rendement humain efficace intègre la gamme complète des considérations en matière de facteurs humains relatives à toutes les fonctions et activités de l'organisation – pas seulement les personnes, mais également leurs outils et leurs tâches, les équipements et les conditions dans lesquelles elles travaillent – afin de s'assurer que les personnes reçoivent tout le soutien dont elles ont besoin pour effectuer leur travail de manière sûre. Un bon rendement humain est fondé sur un matériel et des logiciels bien conçus, des procédures de haute qualité, le respect des procédures, une organisation efficace du travail et une conception méticuleuse des tâches. Il est également nécessaire de s'assurer que les travailleurs sont aptes au travail et sont aidés par des méthodes organisationnelles adéquates, une surveillance continue et un engagement de l'organisation envers l'amélioration.

Un programme d'amélioration du rendement humain d'une installation autorisée encourage l'évaluation de l'OPEX et des événements internes et externes en vue de résoudre les problèmes avant que des erreurs ne se produisent. Tous les titulaires de permis de centrale nucléaire effectuent des examens détaillés des conditions d'exploitation, des activités, des incidents et des événements (p. ex. un examen du dossier d'état de la centrale) afin de faciliter la détection et la correction des problèmes de rendement humain (pour plus de renseignements, voir l'alinéa 19(vii)).

Les titulaires de permis de centrale nucléaire s'efforcent de maintenir un milieu d'apprentissage propice à la détection et à la résolution de tous les problèmes découlant d'erreurs humaines. Dans cette optique, ils veillent aussi à éviter le blâme et à encourager les employés à signaler de façon volontaire les erreurs qu'ils pourraient avoir commises.

Les méthodes qu'utilisent les titulaires de permis de centrale nucléaire pour assigner les responsabilités en matière de rendement humain et minimiser les erreurs sont décrites à l'annexe 12a).

Les examens des programmes en matière de rendement humain effectués par le personnel de la CCSN servent à évaluer la capacité de l'organisation à élaborer, à intégrer et à mettre en œuvre des mécanismes de défense qui contribuent à prévenir les erreurs humaines dans le milieu de travail ou à atténuer leurs conséquences. Ceci comprend un examen des programmes servant à déceler les conditions et faiblesses organisationnelles latentes, de la capacité à tenir compte des facteurs humains et organisationnels dans les processus, des paramètres utilisés pour la surveillance du rendement, des stratégies d'amélioration et de l'engagement global de l'organisation à promouvoir une saine culture de sûreté.

Les programmes en matière de rendement humain d'une installation nucléaire devraient être élaborés, examinés pour en déterminer l'efficacité et mis à jour de façon continue ou à des intervalles fréquents et à toutes les phases de son cycle de vie, de la conception jusqu'au déclassement.

De tels programmes ont été mis en place à chacune des centrales nucléaires canadiennes, mais ceux-ci ont atteint des niveaux de maturité différents. Plus récemment, un lien a été établi entre ces programmes et ceux servant à déceler et corriger les erreurs humaines. Les gestionnaires ont également démontré un plus grand engagement envers la prévention des erreurs humaines, surveillant de plus près les paramètres liés au rendement humain. Cependant, la priorité est largement accordée à la surveillance des comportements humains et l'utilisation d'outils de prévention des erreurs humaines, comme le respect des procédures. La CCSN reconnaît la valeur des efforts des titulaires de permis visant à encourager leurs employés à participer à la conception de méthodes pour améliorer la qualité et la fiabilité de leur travail, tout en appréciant davantage leur importance sur le plan de la sûreté nucléaire.

Le personnel de la CCSN collabore présentement avec les titulaires de permis afin d'élargir l'approche suivie pour tenir compte du rendement humain au niveau organisationnel. En outre, il est nécessaire d'établir des liens plus étroits entre le programme en matière de rendement humain et d'autres programmes afin qu'une approche plus intégrée soit suivie dans ce domaine.

L'exigence pour les titulaires de permis d'avoir un programme documenté en matière de rendement humain est en voie de devenir une condition des permis, au fur et à mesure que les permis d'exploitation de centrale nucléaire sont renouvelés.

12b) Les facteurs humains et la conception

La nécessité de tenir compte des facteurs humains au moment de la conception s'applique à la conception des nouvelles installations ainsi qu'à la modification et au déclassement des installations déjà en place. La prise en compte des facteurs humains dans la conception signifie s'assurer que la conception et les modifications des installations, des systèmes et de l'équipement intègrent les renseignements disponibles concernant les caractéristiques, le rendement et les limites des personnes afin de s'assurer que le rendement des systèmes et l'exécution des tâches seront sécuritaires et fiables et de minimiser les possibilités d'erreurs humaines. Ceci tient compte des caractéristiques cognitives, physiques et sensorielles des personnes chargées de l'exploitation, l'entretien et le soutien des systèmes de sorte que les systèmes et l'équipement soient conçus de manière à soutenir le rendement humain.

Au moment d'effectuer un EIS dans le cadre d'un projet de prolongation de la durée de vie d'une centrale nucléaire, le titulaire de permis doit déterminer dans quelle mesure l'état et le rendement de la centrale sont conformes aux normes et pratiques modernes et cerner tout écart (pour plus de renseignements, voir l'alinéa 14(i)g)). Au cours de la dernière période de référence, le personnel de la CCSN a continué de collaborer avec les titulaires de permis en menant des projets de prolongation de la durée de vie afin de s'assurer que les examens des facteurs humains par rapport aux normes modernes traitent des attentes en matière de rendement humain qui pourrait avoir une incidence sur l'exploitation sûre à long terme.

L'annexe 12b) décrit la façon dont les entreprises du secteur nucléaire au Canada tiennent compte des facteurs humains par l'entremise de l'IFH.

Les examens de l'ajout des facteurs humains dans la conception menés par le personnel de la CCSN visent principalement à obtenir l'assurance qu'il existe un processus systématique pour tenir compte efficacement des facteurs humains au moment d'établir les exigences d'un système, de définir, analyser et concevoir ce système et de vérifier et valider s'il est acceptable. De plus, le personnel de la CCSN vise tout particulièrement à s'assurer que le processus d'ajout des facteurs humains dans la conception est mis en œuvre de manière efficace par des spécialistes de ce domaine qui ont reçu la formation requise et qui sont compétents.

Le document RD-337 de la CCSN, *Conception des nouvelles centrales nucléaires* comprend des exigences relatives à la prise en compte des facteurs humains dans la conception des nouvelles centrales nucléaires (pour plus de renseignements, voir l'alinéa 18(iii)). De même, le document RD/GD-210 de la CCSN, *Programme d'entretien des centrales nucléaires* comprend des exigences relatives à la prise en compte des facteurs humains lors de l'entretien des installations.

12c) Interventions humaines et analyses de la sûreté

Les analyses de la sûreté probabilistes et déterministes tiennent compte des interventions humaines afin d'étudier l'incidence possible des erreurs humaines et de la fiabilité humaine sur les dangers présents et les risques encourus.

L'analyse de la fiabilité humaine est une partie intégrante des études probabilistes de sûreté (EPS) dans les cas où les personnes contribuent au rendement d'un système. Ce type d'analyse constitue une méthode d'évaluation de la probabilité qu'une intervention ou tâche sur un système, devant être effectuée par une personne pour assurer la sûreté, ne sera pas accomplie avec succès pendant le temps alloué. Il peut également tenir compte de la probabilité que des actions ou tâches accessoires ayant une incidence négative sur la fiabilité ou la disponibilité du système soient effectuées. L'alinéa 14(i)d) donne des renseignements supplémentaires sur les EPS.

Les études portant sur l'aptitude fonctionnelle et les risques, les analyses des modes de défaillance et de leurs incidences et les analyses des dangers sont d'autres types d'analyse de la sûreté qui tiennent compte des interventions humaines.

Dans le cadre de leurs EPS, les titulaires de permis se servent de méthodes d'évaluation de la fiabilité humaine acceptées par l'ensemble du secteur nucléaire afin que la probabilité d'erreurs humaines des séquences à risque important soient prises en compte. La CCSN n'exige pas qu'une méthode particulière soit utilisée pour effectuer les évaluations de la fiabilité humaine, mais elle vérifie que la méthode choisie répond aux exigences de sa norme S-294, *Études probabilistes de sûreté (EPS) pour les centrales nucléaires* et qu'elle est appliquée d'une façon systématique et qu'elle est reconnue par les entreprises du secteur nucléaire. La technique servant à prévoir la fréquence des erreurs humaines est une méthode fréquemment utilisée. Les examens des interventions humaines effectués par le personnel de la CCSN ont porté particulièrement sur l'application, en salle de commande et sur le terrain, des procédures d'exploitation en cas d'urgence. En observant les activités de validation, le personnel de la CCSN a pu s'assurer qu'on a tenu compte des facteurs ayant une incidence sur le rendement humain lors de l'application de ces procédures et que les interventions humaines prévues sont faisables.

12d) Procédures

Les procédures d'exploitation (en fonctionnement normal et anormal) et les procédures d'entretien renferment des instructions détaillées concernant l'exécution des tâches assignées. L'exactitude des procédures et leur application permettent de réduire au minimum le risque d'erreurs humaines. Les procédures doivent être exactes sur le plan technique, exhaustives, claires, concises et contenir des directives et renseignements adéquats pour que le personnel (p. ex. les opérateurs, le personnel d'entretien et celui responsable des essais) puisse effectuer ses tâches. Ces caractéristiques donnent l'assurance que les procédures sont dans un état permettant l'atteinte du but visé. Pour établir de telles procédures, le titulaire de permis doit utiliser les renseignements découlant des analyses de tâche afin de déterminer les différentes étapes techniques à inclure dans les procédures. La présentation et la structure des procédures devraient être fondées sur un guide à l'intention des auteurs qui tient compte de la facilité d'application des procédures. Le titulaire de permis devrait également démontrer comment il valide les procédures, en demandant à des personnes représentatives des usagers éventuels d'effectuer des tâches dans le cadre d'exercices simulés, afin de s'assurer que les procédures peuvent être appliquées comme prévu et qu'il est possible de satisfaire aux exigences techniques des tâches.

Les titulaires de permis de centrale nucléaire possèdent des processus d'élaboration et de maintien des procédures d'essai, d'entretien et d'exploitation (en fonctionnement normal et anormal). De plus, la plupart des titulaires de permis possède un guide pour les auteurs qui tient compte des facteurs humains pertinents.

Les examens des procédures effectués par le personnel de la CCSN visent particulièrement à s'assurer qu'un processus adéquat est en place pour l'élaboration, la validation, la mise en œuvre, la modification et l'application des procédures et qu'il tient compte du rendement humain. Le personnel de la CCSN vise également à s'assurer que le processus est mis en œuvre de manière efficace et que des méthodes ayant fait leurs preuves sont en place pour la gestion à l'égard du respect des procédures.

12e) Organisation du travail et détermination des tâches

L'organisation du travail et la conception des tâches se rapportent à l'organisation et l'attribution d'un personnel adéquat, de même qu'à l'organisation et à la distribution du travail au personnel de sorte que les objectifs visés par le travail sont atteints de manière sûre. Ceci comprend, sans y être nécessairement limité, les niveaux de dotation et l'effectif minimal par quart. L'effectif minimal par quart est le nombre de travailleurs possédant des qualifications spécifiques qui doivent être présents à la centrale en tout temps afin de s'assurer que les activités autorisées sont effectuées de manière sûre et conformément à la LSRN, à ses règlements et au permis. Des aspects du rendement humain et des facteurs humains sont pris en compte pour déterminer l'effectif minimal par quart. Les niveaux de dotation et l'effectif minimal par quart sont abordés de façon plus approfondie à l'alinéa 11.2a).

12f) Aptitude au travail

L'aptitude au travail est un vaste sujet comprenant la santé au travail, les habiletés physiques et mentales, l'usage de substances pouvant avoir des répercussions sur les activités physiques ou mentales et l'aptitude physique et physiologique au travail. L'aptitude au travail se définit comme l'état des travailleurs capables sur les plans physique, physiologique et psychologique

d'effectuer les tâches de leur emploi tout en respectant les normes établies en matière de sûreté, d'assiduité, de qualité, d'efficacité et de comportement.

Les titulaires de permis effectuent différentes évaluations afin de s'assurer que les travailleurs répondent aux exigences minimales établies pour s'assurer qu'ils peuvent effectuer leur travail de manière sûre et minimiser les risques qu'ils pourraient faire encourir à la sûreté de la centrale et à l'environnement ainsi que les blessures qu'ils pourraient s'infliger ou infliger aux autres. En fonction des risques liés à un poste, ces évaluations peuvent comprendre des examens médicaux, des tests pour déceler la présence de produits biochimiques ou d'autres substances, des évaluations physiologiques, mentales ou psychologiques, de la condition physique, du comportement ainsi que du rendement. Ces évaluations sont effectuées dans différentes circonstances, dont avant d'assigner quelqu'un à un poste, de façon périodique, lors d'un retour au travail, dans le cadre d'un programme d'aide au maintien de la santé des employés et dans les cas d'handicap prolongé.

À la suite de la publication du document RD-204 de la CCSN, *Accréditation des personnes qui travaillent dans des centrales nucléaires*, qui stipule que les titulaires doivent documenter un programme en matière d'aptitude au travail pour les travailleurs accrédités, le personnel de la CCSN a entrepris un projet visant à définir davantage les exigences relatives à de tels programmes et à leur champ d'application. Il a recueilli des renseignements au sujet des programmes en matière d'aptitude au travail auprès d'organisations présentant des risques élevés comparables, d'organismes de réglementation à l'étranger ainsi que des titulaires de permis de centrale nucléaire actuels. Au cours de la période de référence, la CCSN a publié un document de travail (DIS-12-03, *Propositions de renforcement de la politique, des programmes et du dépistage relatifs à la consommation d'alcool et de drogues*) relatif à l'aptitude au travail qui porte sur la question des substances pouvant avoir une incidence sur les activités physiques ou mentales. Le personnel de la CCSN évalue présentement les nombreux commentaires reçus de diverses parties intéressées et s'assurera, au cours de la prochaine période de référence, qu'ils seront pris en compte dans le cadre des efforts visant à renforcer les exigences réglementaires en ce qui a trait à l'ampleur des exigences en matière d'aptitude au travail, à la population des travailleurs devant être testés et l'étendue des tests de dépistage d'alcool et de drogues.

Dans le cas des agents de sécurité nucléaire, les exigences en matière d'aptitude au travail liées aux aptitudes médicale, physique et psychologique sont décrites dans le document RD-363 de la CCSN, *Aptitudes psychologiques, médicales et physiques des agents de sécurité nucléaire*, celui-ci étant cité dans le permis des centrales nucléaires.

En ce qui a trait à l'élément fatigue lié à l'aptitude au travail, la CCSN a formulé des attentes relatives aux limites d'heures de travail et aux périodes de repos obligatoires entre les quarts de 12 heures. Ces attentes sont présentement en vigueur aux centrales nucléaires, à quelques exceptions près (p. ex. dans le cas des travaux en temps d'arrêt ainsi que des entrepreneurs et des travailleurs de la construction temporaires). La CCSN fait un suivi des infractions relatives aux heures de travail, celles-ci étant rapportées chaque trimestre par les titulaires de permis. Afin de renforcer le cadre de réglementation de la CCSN en ce qui concerne la fatigue et les heures de travail, un document d'application de la réglementation est en voie d'élaboration et sera émis en 2013 à des fins de consultation du public.

12g) Rendement organisationnel

Les examens de la CCSN portant sur les processus organisationnels évaluent l'incidence des rôles et responsabilités et de processus, comme ceux de communication et de formation, sur le rendement en matière de sûreté des installations nucléaires au Canada. Par exemple, la façon d'apporter des changements à l'organisation et de les communiquer, la façon de gérer les entrepreneurs, la façon de communiquer sa vision et sa mission et la façon d'assigner les responsabilités – de la haute direction jusqu'au personnel des groupes fonctionnels effectuant les tâches sur le terrain – peuvent avoir une incidence sur le rendement en matière de sûreté.

L'alinéa 10c) décrit comment la CCSN examine les processus et le rendement organisationnel.

12 (h) Surveillance et amélioration du rendement

La surveillance et l'amélioration du rendement sont des fonctions qui s'appliquent tout au long du cycle de vie d'une installation nucléaire. Les examens de ces fonctions effectués par le personnel de la CCSN visent principalement à s'assurer qu'un processus systématique, objectif et exhaustif est en place pour faire un suivi de la sûreté et l'améliorer. Ceci comprend des processus efficaces pour tirer des leçons de l'OPEX et pour relever et établir la tendance des événements et des incidents évités de justesse (pour plus de renseignements sur les programmes des titulaires de permis dans ce domaine, voir l'alinéa 19(vii)). Les interventions humaines jouent un rôle dans la majorité des événements. Il est donc important que les techniques d'étude des causes apparentes et d'analyse des causes fondamentales permettent de déterminer les facteurs humains et organisationnels qui auraient pu contribuer à l'événement. Les titulaires de permis ont élaboré un système de codes pour cerner les causes des conditions adverses, aidant ainsi à s'assurer que la surveillance des tendances et la détermination des causes des conditions adverses sont efficaces. Les examens des événements effectués par le personnel de la CCSN visent également à s'assurer que des plans d'action corrective exhaustifs et efficaces sont élaborés de façon systématique pour éliminer ses causes.

12j) Réponse à l'accident de Fukushima – Facteurs humains et organisationnels

Le *Plan d'action de la CCSN* comprend un nombre de mesures pouvant avoir une incidence sur le rendement humain et le rendement organisationnel. Le personnel de la CCSN examine présentement l'utilisation qu'on fait des différents outils liés à ce rendement, dont les analyses, les vérifications et la validation des tâches, les exigences relatives à la facilité d'application, la validation des systèmes intégrés, l'élaboration de procédures, l'OPEX et les leçons qu'on en tire, l'habitabilité des salles de commande, la disponibilité des équipements et des instruments, l'élaboration et la validation de lignes directrices pour la gestion des accidents graves (LDGAG), l'analyse des besoins de formation, etc.

En plus de clarifier les critères de fermeture des dossiers liés aux mesures à prendre et d'examiner les renseignements soumis par les titulaires de permis, le personnel de la CCSN œuvre à atteindre des objectifs à plusieurs volets afin de pouvoir s'assurer que la sûreté des installations nucléaires au Canada est améliorée à la lumière des leçons tirées de l'accident de Fukushima se rapportant aux facteurs humains et organisationnels. Ces objectifs visent à :

- s'assurer que les leçons relatives aux facteurs humains et organisationnels tirées de l'accident de Fukushima sont ajoutées aux éléments nouveaux et révisés du cadre de réglementation de la CCSN

- réaliser des activités de recherche pour acquérir une meilleure compréhension du processus de prise de décisions face à des situations imprévues et graves

Article 13 – Systèmes de gestion

Chaque Partie contractante prend les mesures appropriées pour que les programmes d'assurance de la qualité soient établis et exécutés en vue de garantir que les exigences spécifiées pour toutes les activités importantes pour la sûreté nucléaire sont respectées pendant toute la durée de la vie d'une installation nucléaire.

13a) Exigences en matière de systèmes de gestion

Le *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I* exige que les demandeurs de permis mettent en œuvre un programme d'assurance de la qualité (AQ) pour chacune des activités suivantes devant être autorisées :

- la préparation de l'emplacement
- la construction
- l'exploitation
- le déclassement

Les exigences relatives aux demandes de permis pour la préparation de l'emplacement et la construction d'une installation nucléaire stipulent qu'elles doivent comprendre le programme d'AQ prévu pour la conception de l'installation. Les demandeurs doivent fournir les mesures, les politiques ainsi que les méthodes et procédures prévues pour la préservation de la santé et de la sécurité des travailleurs, pour la protection de l'environnement et pour l'exploitation et l'entretien de l'installation.

Conformément à l'approche globale visant à regrouper toutes les exigences communes à tous les programmes d'AQ et systèmes de gestion, les exigences de la CCSN concernant la délivrance de permis utilisent maintenant l'appellation « systèmes de gestion » et indiquent que la norme de la CSA N286-05, *Exigences relatives aux systèmes de gestion des centrales nucléaires* est la référence principale en cette matière.

Tous les permis d'exploitation de centrale nucléaire comprennent une exigence de se conformer à la norme N286-05 de la CSA en ce qui a trait aux systèmes de gestion. Ces systèmes comprennent les processus de gestion du changement et d'amélioration continue. Puisqu'ils font partie du système de gestion, ces processus sont surveillés et font l'objet de rapports réguliers afin d'évaluer leur efficacité et de repérer des occasions d'amélioration. Pour plus de précisions sur la définition des systèmes de gestion, tel que requis par la norme N286-05 de la CSA, voir l'alinéa 9b). Une description plus détaillée d'un système de gestion en place à une des centrales nucléaires actuelles est fournie à l'annexe 13a).

Le permis de préparation de l'emplacement délivré à OPG au cours de la période de référence concernant le projet de construction d'une nouvelle centrale nucléaire au site de Darlington (voir l'alinéa D.3 du chapitre I) comprend également une exigence de se conformer à la norme N286-05 de la CSA en ce qui a trait aux systèmes de gestion.

Les permis délivrés pour les activités devant être autorisées comprennent également, directement ou indirectement, une exigence de se conformer aux normes en matière d'AQ/système de gestion suivantes :

- la norme N286.7-99 de la CSA, *Assurance de la qualité des programmes informatiques scientifiques, d'analyse et de conception des centrales nucléaires*
- la norme de l'International Standards Organization (ISO) 14001 – 2004, *Environmental management systems – Requirements with guidance for use*
- la norme de l'American Society of Mechanical Engineers (ASME) NQA-1, *Quality Assurance Requirements for Nuclear Facility Applications*

13b) Évaluation des systèmes de gestion des titulaires de permis

Le rendement de tous les titulaires de permis de centrale nucléaire en exploitation au chapitre des systèmes de gestion, éléments du domaine de sûreté et de réglementation « Systèmes de gestion », est évalué chaque année et les résultats sont présentés dans le rapport *Évaluation intégrée en matière de sûreté des centrales nucléaires au Canada par le personnel de la CCSN*. Ces évaluations sont effectuées par l'entremise :

- d'évaluations techniques : des examens documentaires de l'information contenue dans les documents du système de gestion des titulaires de permis, comme les politiques, méthodes, procédures et registres
- d'inspections de type I : vérifications effectuées sur place des différents aspects des programmes concernant les politiques, méthodes, procédures et registres du système de gestion
- d'inspections de type II : vérifications sur place des résultats des activités autorisées

Au cours de la période de référence, le rendement de tous les titulaires de permis a été satisfaisant. Ceux-ci ont pris les mesures appropriées pour s'assurer que des systèmes de gestion étaient élaborés et mis en œuvre. Le personnel de la CCSN est confiant que toutes les exigences stipulées concernant toutes les activités importantes pour la sûreté nucléaire ont été respectées. Les définitions complètes des programmes et des domaines de sûreté évalués par la CCSN et les cotes de rendement attribuées aux titulaires de permis au cours de la période de référence sont données respectivement aux tableaux F.1 et F.2.

Les rapports canadiens précédents décrivaient les progrès réalisés par les titulaires de permis au chapitre de la mise en œuvre de dispositions des programmes d'AQ concernant les travaux sur les enveloppes sous pression. L'annexe 13b) donne une mise à jour à ce sujet.

13c) Élaboration des exigences en matière de systèmes de gestion

Le personnel de la CCSN continue de promouvoir et de participer à l'élaboration d'exigences relatives aux systèmes de gestion intégrée par l'entremise des comités techniques sur la norme N286 de la CSA et sur le document GS-R-3 de l'AIEA, *Le système de gestion pour les installations et les activités*. En 2012, le Groupe CSA a publié la norme N286-12, *Exigences relatives au système de gestion des installations nucléaires*. En plus du changement de nom, le champ d'application de cette norme a été élargi, ajoutant aux centrales nucléaires :

- les mines et les usines de concentration d'uranium
- les installations de traitement de l'uranium et de fabrication de combustible nucléaire
- les installations à haute puissance (centrales nucléaires)
- les établissements de recherche et les installations de traitement des isotopes
- les installations de gestion des déchets radioactifs

La norme N286-12 de la CSA est une évolution de la norme N286-05 de la CSA en ce qu'elle :

- intègre mieux les exigences dans les normes sur les systèmes de gestion à l'égard de la santé, la sûreté, l'environnement, la sécurité, la rentabilité et la qualité
- fournit aux gestionnaires des lignes directrices globales pour le développement et la mise en œuvre de pratiques et de contrôles judicieux en matière de gestion
- permet et recommande que les organisations élaborent un système de gestion unique qui intègre toutes les exigences que les systèmes de gestion doivent respecter à l'égard de la santé, la sûreté, l'environnement, la sécurité, la rentabilité et la qualité (y compris l'assurance de la qualité)
- s'applique à toutes les activités des différentes étapes du cycle de vie et permet d'appliquer une approche proportionnelle, à la mesure du risque
- incorpore un nouveau principe : la sûreté est la considération primordiale qui éclaire les décisions et actions et elle est appuyée par des exigences
- incorpore, pour la première fois, la promotion de la culture de sûreté
- est conforme à la tendance internationale dans les normes, à l'effet que la gestion évolue vers une démarche plus holistique, qui met l'accent sur la présentation à la haute direction d'une orientation en vue de susciter un sens de détermination et d'engagement, d'assurer les capacités nécessaires, de définir des processus et de contrôler la surveillance du rendement et les mesures d'amélioration continue, faisant usage de normes telles :
 - la norme de l'AIEA GS-R-3, pour ce qui est du leadership et de la gestion à des fins de sûreté
 - le document de la British Standards Institution (BS) PAS-99-2012, en ce qui concerne les exigences communes se rapportant aux systèmes de gestion
 - la norme ISO 22301-2012, en ce qui concerne la continuité des opérations
- correspond de façon globale, sur le plan technique, au contenu de la norme ISO 14001-2004 (citée dans le document S-296 de la CCSN), en ce qui a trait à la gestion de l'environnement et de la norme de l'ASME NQA-1 (citée dans la norme de l'ASME NCA-4000 qui est elle-même citée dans la norme N285.0 de la CSA, *Exigences générales relatives aux systèmes et composants sous pression des centrales nucléaires CANDU*, en ce qui a trait à ces systèmes et composants (le document S-296 et la norme N285.0 sont toutes deux citées dans les permis d'exploitation actuels des centrales nucléaires)
- correspond de façon globale, sur le plan technique, au contenu de la norme BS 18001, en ce qui concerne la gestion de la santé et sécurité classiques – mise en vigueur par certains titulaires de permis de centrale nucléaire
- appuie 42 autres normes nucléaires de la CSA, fournissant des exigences et des éléments d'orientation sur des domaines techniques particuliers qui viennent s'ajouter au système de gestion

La CCSN incorporera de manière graduelle la norme N286-12 de la CSA dans les permis appropriés. Le personnel de la CCSN consultera les titulaires de permis et les demandeurs de permis afin de s'assurer d'une compréhension commune de la norme et des attentes de la CCSN pour effectuer la transition de la version de la norme de 2005 à celle de 2012.

Article 14 – Évaluation et vérification de la sûreté

- Chaque Partie contractante prend les mesures appropriées pour s'assurer que des :
- i) évaluations de sûreté approfondies et systématiques sont effectuées avant la construction et la mise en service d'une installation nucléaire et pendant toute la durée de sa vie; ces évaluations sont solidement étayées, actualisées ultérieurement compte tenu de l'expérience d'exploitation et d'informations nouvelles importantes concernant la sûreté, et examinées sous l'autorité de l'organisme de réglementation.
 - ii) vérifications, par analyse, surveillance, essais et inspections, sont effectuées afin de veiller à ce que l'état physique et l'exploitation d'une installation nucléaire restent conformes à sa conception, aux exigences nationales de sûreté applicables et aux limites et conditions d'exploitation.

14(i) Évaluation de la sûreté**14(i)a Évaluation globale de la sûreté en réponse à l'accident de Fukushima**

L'évaluation effectuée par le Canada en réponse à l'accident de Fukushima a nécessité des efforts importants de la part de la CCSN, des titulaires de permis de centrale nucléaire et d'autres membres du secteur nucléaire. L'approche globale que la CCSN a adoptée pour évaluer la sûreté après cet accident est décrite dans le préambule de l'article 8, et l'approche globale suivie par les titulaires de permis de centrale nucléaire est décrite à l'article 9. Bien que la plus grande partie des évaluations de sûreté aient été réalisées par les titulaires de permis et examinées par la CCSN, cette dernière a également effectué sa propre évaluation qui comprenait des études et examens particuliers, dont une évaluation du cadre de réglementation et des processus de la CCSN. Les conclusions spécifiques du Groupe de travail sur Fukushima ayant trait aux sujets sur lesquels portent les évaluations de la sûreté ainsi que les mesures correctives connexes sont mentionnées dans différents alinéas de cet article.

Dans l'ensemble, l'évaluation de la sûreté effectuée par le Canada à la suite de l'accident de Fukushima a confirmé que des procédures d'exploitation et des équipements sont en place à toutes les centrales nucléaires CANDU pour s'assurer que les fonctions de sûreté clés sont assurées pour des périodes prolongées de sorte qu'il sera possible de mettre le réacteur dans un état sûr et stable si un accident survient. L'évaluation a également confirmé que les dossiers de sûreté des titulaires de permis ayant trait aux événements externes sont généralement adéquats. Des renseignements plus précis sont donnés aux alinéas 14(i)c) et 14(i)d).

L'examen de la sûreté réalisé après l'accident de Fukushima a déterminé que les évaluations de la façon dont les accidents hors dimensionnement progressent effectuées par les titulaires de permis étaient adéquates. Ces évaluations, prises en compte conjointement avec les analyses détaillées de dispositions particulières de la conception (décrites à l'alinéa 18(i)), ont contribué à conclure que, pour le public, le risque que représentent les accidents et événements hors dimensionnement aux centrales nucléaires au Canada est très faible.

Le Groupe de travail de la CCSN sur Fukushima a indiqué que dans le cas des centrales nucléaires pour lesquelles un examen intégré de sûreté (EIS) avait été réalisé (voir

l'alinéa 14(i)g)) et les vulnérabilités liées aux événements externes avaient été répertoriées, des modifications avaient été apportées de sorte que les centrales nucléaires ayant fait l'objet d'une réfection respectent presque les normes modernes ou les dépassent. Cependant, le Groupe de travail a recommandé que les titulaires de permis réalisent des évaluations exhaustives des dangers externes particuliers à leurs sites. Le *Plan d'action de la CCSN* comprend une mesure selon laquelle l'effet que les titulaires de permis complètent un examen du fondement de chacun des événements externes pouvant avoir une incidence sur les centrales nucléaires, à l'aide de calculs modernes et de méthodes de pointe.

Les travaux des titulaires de permis pour appliquer cette mesure sont décrits aux alinéas suivants :

- à l'alinéa 17(iii), dans le cas des examens du fondement des événements externes
- à l'alinéa 14(i)d), dans le cas des mises à jour des EPS
- à l'alinéa 14(i)c), en ce qui concerne les analyses déterministes de cas représentatifs d'accident causant des dommages graves au cœur du réacteur afin de confirmer que les conséquences entraînées par les dangers externes sont en-deçà des limites applicables

Pour plus de renseignements, voir le *Rapport national du Canada pour la deuxième réunion extraordinaire de la Convention sur la sûreté nucléaire*.

14(i)b) Évaluation des demandes de permis

Le personnel de la CCSN effectue des évaluations détaillées de la sûreté au moment de traiter les demandes de permis de centrale nucléaire. L'alinéa 7.2(ii) décrit le processus global de délivrance de permis de la CCSN, tant pour les projets de nouvelle centrale nucléaire que pour celles présentement en exploitation, et donne des renseignements particuliers relatifs aux permis de préparation de l'emplacement, de construction et d'exploitation dans le cas de ces centrales. L'évaluation de la sûreté que la CCSN effectue dans le cadre du traitement d'une demande de permis est réalisée en fonction des exigences pertinentes du *Règlement général sur la sûreté et la réglementation nucléaires* et du *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I*. Pour servir de complément aux règlements, la CCSN a préparé, ou est en voie de préparer, des guides de présentation d'une demande de permis. Ils sont rédigés en tenant compte des 14 domaines de sûreté et de réglementation décrits à l'appendice F. Des renseignements supplémentaires au sujet des guides et des exigences relatifs aux demandes de permis sont disponibles à l'alinéa 7.2(ii).

Pour coordonner l'évaluation des demandes de permis relatives aux centrales nucléaires, le personnel de la CCSN utilise des plans d'évaluation ainsi que des procédures de travail à usage interne. Au cours de la période de référence, la CCSN a poursuivi ses efforts visant à élaborer un ensemble complet de matrices donnant les critères techniques à utiliser pour effectuer des évaluations, ceci afin de faciliter leur réalisation (pour plus de renseignements, voir l'alinéa 7.2 (ii)a).

Le reste du présent alinéa décrit l'évaluation par la CCSN d'une demande de renouvellement d'un permis d'exploitation d'une centrale nucléaire. Dans le cas des centrales nucléaires présentement en exploitation au Canada, de telles évaluations ont lieu habituellement tous les cinq ans, ce qui correspond à la durée normale d'un permis d'exploitation. L'autre type important d'évaluation d'une demande de permis liée aux centrales nucléaires et pertinent au cours de la période de référence – celui ayant trait à une demande de préparation de l'emplacement d'une nouvelle centrale nucléaire – est décrit à l'article 17.

Conformément aux règlements et aux documents d'orientation de la CCSN, une demande de renouvellement d'un permis d'exploitation d'une centrale nucléaire devrait normalement couvrir les programmes et les plans énumérés à l'appendice C, ceux-ci étant harmonisés aux domaines de sûreté et de réglementation de la CCSN. Cette dernière effectue une évaluation équilibrée des programmes et des activités du titulaire de permis, accordant la priorité à certains domaines particuliers choisis en fonction des antécédents au chapitre du rendement, du degré de risque et des avis d'experts. Le personnel de la CCSN porte une attention particulière aux aspects suivants :

- le rendement du titulaire de permis et de la centrale au cours de la durée du permis précédent
- les projets du titulaire de permis visant à améliorer l'exploitation et la sûreté au cours de la durée du prochain permis
- les activités importantes que le titulaire de permis prévoit réaliser au cours des années qui suivront l'expiration du prochain permis.

Afin de préparer un sommaire des résultats de l'évaluation globale d'une demande de renouvellement de permis d'exploitation, le personnel de la CCSN évalue le rendement du titulaire de permis dans chacun des domaines de sûreté et de réglementation de la CCSN décrits à l'appendice F et attribue une cote de rendement pour chacun de ces domaines⁴.

L'évaluation d'une demande de renouvellement d'un permis d'exploitation peut être illustrée par les points suivants qui reflètent les principaux résultats de l'évaluation effectuée par la CCSN de la demande de renouvellement du permis d'exploitation de la centrale de Point Lepreau en 2011 :

- la cote « satisfaisant » a été attribuée au rendement dans tous les domaines de sûreté et de réglementation à la centrale de Point Lepreau
- les modifications et les améliorations qui ont été apportées à la conception au cours de l'arrêt à des fins de réfection répondaient aux objectifs de sûreté modernes établis pour les projets de prolongation de la durée de vie de centrale nucléaire en cours et tiennent compte des mesures requises à court et à long termes pour faire face aux événements du type de celui survenu à la centrale Fukushima
- une demande a été faite pour qu'une évaluation des dangers sismiques soit effectuée
- une évaluation du programme de gestion des accidents graves (GAG) a révélé qu'il est adéquat
- le besoin d'apporter des améliorations à la gestion du vieillissement a été reconnu

Depuis le renouvellement du permis, ENNB a apporté différentes améliorations au programme de gestion du vieillissement à la centrale de Point Lepreau.

14(i)c) Analyse déterministe de sûreté

Exigences de nature générale

Le *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I* stipule les exigences de nature générale relatives aux analyses déterministes de sûreté. Le paragraphe 5f) de ce règlement indique qu'une demande de permis de construire une telle installation doit comprendre un

⁴ En fait, de telles cotes de rendement sont attribuées chaque année à tous les titulaires de permis pour chacun des domaines de sûreté et de réglementation, tel que décrit à l'alinéa 14(j)e).

rapport préliminaire d'analyse de la sûreté. Les paragraphes suivants de ce règlement précisent les renseignements sur la conception devant également être soumis à l'appui de la demande :

- paragraphe 5a) : une description de la conception proposée pour l'installation nucléaire, y compris la façon dont elle tient compte des caractéristiques physiques et environnementales de l'emplacement
- paragraphe 5b) : une description des caractéristiques environnementales de base de l'emplacement et des environs
- paragraphe 5d) : une description des ouvrages à construire pour l'installation nucléaire, y compris leur conception et leurs caractéristiques de conception
- paragraphe 5e) : une description des systèmes et de l'équipement qui seront aménagés à l'installation nucléaire, y compris leur conception et leurs conditions nominales de fonctionnement
- paragraphe 5g) : le programme d'assurance de la qualité proposé pour la conception de l'installation nucléaire

Dans le cas des projets de nouvelle centrale nucléaire, le document RD-337 de la CCSN, *Conception des nouvelles centrales nucléaires* stipule que le rapport préliminaire d'analyse de la sûreté doit comprendre l'analyse déterministe de sûreté, une EPS (mentionnée à l'alinéa 14(i)d)) et une analyse des dangers.

Aux termes des paragraphes 6a) et 6b) du *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I*, une demande de permis pour exploiter une installation de catégorie I doit comprendre une description des ouvrages, des systèmes et de l'équipement de l'installation nucléaire, y compris leur conception et leurs conditions nominales d'exploitation. De plus, il est stipulé au paragraphe 6c) que la demande doit comprendre un rapport final d'analyse de la sûreté démontrant que la conception de l'installation nucléaire est adéquate. Des précisions sur le contenu typique d'un tel rapport dans le cas des centrales nucléaires présentement en exploitation sont données à l'annexe 14(i)c).

Les titulaires de permis utilisent des modèles mécanistes (ou empiriques) pour simuler la progression des accidents. Les outils et les méthodes qu'ils utilisent pour préparer un rapport d'analyse de la sûreté ont fait leurs preuves aux échelles nationale et internationale et ils ont été validés en les comparant à des données d'essais et à des solutions de référence pertinentes. En plus de devoir satisfaire aux exigences en matière d'assurance de la qualité concernant les analyses de la sûreté prescrites au paragraphe 5g) du *Règlement sur les installations de catégorie I* mentionné précédemment, les titulaires de permis doivent se conformer à la norme N286.7 de la CSA, *Assurance de la qualité des programmes informatiques servant aux activités scientifiques, d'analyse et de conception relatives aux centrales nucléaires*, qui est citée dans tous les permis d'exploitation de centrale nucléaire. Conformément à cette norme, les titulaires de permis de centrale nucléaire ont établi des programmes spécifiques de validation des programmes informatiques faisant partie des outils normalisés du secteur nucléaire (utilisés pour les analyses de la sûreté) afin d'acquiescer la confiance nécessaire envers les résultats des analyses. Au cours de la période de référence, les entreprises du secteur nucléaire ont continué à faire des

progrès au chapitre des efforts visant à étendre la validation de ces programmes informatiques à d'autres applications⁵.

Afin de satisfaire à la condition du permis d'exploitation qui cite le document S-99 de la CCSN, *Rapports à soumettre par les exploitants de centrales nucléaires*, un titulaire de permis doit, dans les trois ans suivant la date de la dernière soumission de la description de la centrale nucléaire et du rapport final d'analyse de la sûreté déposer une mise à jour de la description de l'installation et de l'analyse de la sûreté qui comprend les renseignements suivants :

- une description des changements à l'emplacement de même qu'aux SSC de la centrale nucléaire, y compris les changements apportés à la conception des SSC et à leurs conditions nominales de fonctionnement
- les analyses de la sûreté qui ont été examinées et révisées et qui tiennent compte des méthodes et des informations les plus récentes et les plus pertinentes, y compris l'expérience acquise et les leçons tirées à la suite de situations, d'événements, de problèmes ou d'autres renseignements signalés aux termes de la norme S-99

L'alinéa ci-après intitulé « Méthodes et critères d'acceptation utilisés pour la mise à jour des analyses de la sûreté » donne des exemples de ces analyses qui ont été mises à jour au cours de la période de référence. Les examens de rapports d'analyse de la sûreté effectués par le personnel de la CCSN au cours de cette période ont confirmé que les marges de sûreté demeuraient acceptables à toutes les centrales nucléaires au Canada.

Les programmes d'analyse de la sûreté des titulaires de permis couvrent la gestion des accidents hors dimensionnement et des accidents graves. Dans ce contexte, l'expression « accident hors dimensionnement » signifie un accident dont la fréquence est relativement faible et qui n'est pas pris en compte dans le fondement de conception de la centrale (parce que sa fréquence est faible) et qui n'est pas délimité par une analyse de ce fondement. Le terme « accident grave » signifie un accident dont les conséquences sur la sûreté sont importantes (p. ex. des dommages au cœur ou au combustible et la possibilité de ne pas respecter les limites de dose réglementaires). Typiquement, les rapports d'analyse de la sûreté des centrales nucléaires canadiennes actuelles ne comprennent pas une section particulière consacrée à l'analyse des accidents hors dimensionnement. Cependant, les titulaires de permis de centrale nucléaire effectuent des analyses déterministes d'accidents graves afin d'élaborer des outils informatiques, des procédures et de possibles stratégies pour atténuer les conséquences de ces accidents, de donner de la formation à leur personnel et de tenir des exercices de validation. L'évaluation des accidents hors dimensionnement à l'aide d'EPS est traitée à l'alinéa 14(i)d).

Méthodes et critères d'acceptation relatifs aux analyses de la sûreté des centrales nucléaires en exploitation

Au milieu des années 1960, un ensemble de critères a été élaboré pour les évaluations de l'acceptabilité de l'emplacement des centrales nucléaires (pour de plus amples renseignements, voir le tableau 6.1 du deuxième rapport canadien). Ces critères précisaient les limites de dose hors site dont il fallait tenir compte dans les analyses de la sûreté relatives à toute défaillance grave d'un système fonctionnel (défaillance simple) et à toute défaillance grave d'un système

⁵ La validation des données, des modèles et des programmes informatiques utilisés pour les analyses d'accident fait partie de la catégorie 3 des questions de sûreté CANDU. Pour plus de renseignements à ce sujet, voir l'alinéa 14(i)j) et, plus particulièrement, l'alinéa G.3 de l'appendice G.

fonctionnel conjuguée à une défaillance d'un système spécial de sûreté (défaillance double). Les systèmes spéciaux de sûreté sont définis à l'alinéa 18(i). Les critères sont les suivants :

- les rejets de substances radioactives résultant de l'exploitation normale, y compris ceux découlant de défauts mineurs d'un système fonctionnel, doivent être tels que la dose reçue par tout membre du public exposé aux effluents de toutes sources ne dépasse pas 1/10 de la limite de dose pour les travailleurs du secteur nucléaire
- l'efficacité des systèmes de sûreté doit être telle que, en cas de défaillance grave d'un système fonctionnel :
 - la dose reçue par tout membre du public ne dépasse pas 5 mSv
 - la dose reçue par la population à risque ne dépasse pas 100 personnes-Sv
- dans le cas d'une éventuelle défaillance grave d'un système fonctionnel (défaillance simple) conjuguée à une défaillance d'un système spécial de sûreté (défaillance double), la dose reçue par tout membre du public ne doit pas dépasser 250 mSv au corps entier et 2,5 Sv à la glande thyroïde

Ces critères sont toujours en usage et constituent une partie du fondement des permis de toutes les centrales nucléaires au Canada, à l'exception de Darlington. Pour la délivrance du permis de Darlington, le document C-006 de la CCSN, *L'analyse de sûreté des centrales nucléaires CANDU*, qui fait présentement l'objet de consultations, a été utilisé à titre d'essai. Ce document visait à régler les lacunes des exigences relatives aux analyses de la sûreté reposant sur l'analyse de défaillances simples et doubles, et à refléter l'expérience canadienne de l'application de cette méthode d'analyse de défaillances simples et doubles. Les exigences relatives aux analyses de la sûreté proposées dans le document C-006 différaient, à certains égards, des pratiques qui avaient alors cours, dont :

- l'ajout d'une exigence relative à un examen systématique afin de déterminer les événements déclencheurs concevables
- la ventilation des événements en cinq catégories, qui venaient ainsi remplacer les deux catégories antérieures – défaillances simples et doubles
- un examen des événements déclencheurs concevables combinés à des défaillances de système d'atténuation des effets (non plus seulement des défaillances doubles classiques) constitue une nouvelle exigence; de même que
- des analyses de sensibilité et d'erreur plus nombreuses

Le rapport d'analyse de la sûreté de la centrale de Darlington reflète toujours les exigences du document C-006 de la CCSN, celui-ci faisant toujours l'objet de consultation.

Mise à jour des méthodes et critères d'acceptation relatifs aux analyses de la sûreté

Au cours de la période de référence, la CCSN a continué de mettre à jour le cadre de réglementation des centrales nucléaires, tel que décrit aux alinéas 7.2(i)b) et 7.2(i)c). Les documents suivants sont des exemples de documents de la CCSN reflétant des mises à jour des exigences relatives à la conception et aux analyses de la sûreté :

- *Évaluation de l'emplacement des nouvelles centrales nucléaires* (RD-346, voir l'article 17)
- *Conception des nouvelles centrales nucléaires* (RD-337, comprenant des exigences relatives à l'intégration de l'analyse de la sûreté à la conception, voir l'article 18)
- *Prolongement de la durée de vie des centrales* (RD-360; voir l'alinéa 7.2(ii)d))
- *Analyse de la sûreté pour les centrales nucléaires* (RD-310, abordé ci-après)

L'élaboration de ces documents et d'autres permettra à la CCSN et aux parties intéressées de tenir compte :

- des pratiques modernes en matière d'analyse de la sûreté
- du vieillissement de l'équipement
- des projets de réfection
- des exigences en matière d'analyse dans le cas des projets de nouvelle centrale nucléaire et l'adaptation de ces exigences aux centrales nucléaires actuelles

Les travaux réalisés par les titulaires de permis pour mettre à jour leurs analyses de la sûreté et leurs rapports d'analyse de la sûreté afin de les rendre conformes aux nouveaux documents se poursuivent. Pour leur mise en œuvre aux centrales nucléaires en exploitation, une analyse des écarts est effectuée afin d'établir la priorité des activités d'analyse servant à éliminer les écarts et les lacunes décelés. Les questions les plus importantes sont traitées en priorité. À long terme, la conformité à ces documents sera atteinte, dans la mesure du possible, par l'entremise des plans de réfection des réacteurs. Dans le cas des centrales en réfection afin de prolonger leur durée de vie, le document RD-360 de la CCSN, *Prolongement de la durée de vie des centrales*, exige qu'une mise à jour de l'analyse de la sûreté soit réalisée pour se conformer aux normes modernes avant la remise en service de la centrale après la réfection.

Le nouveau cadre de réglementation en ce qui concerne les critères et les analyses de la sûreté, fondé sur les documents RD-337 et RD-310, constitue un changement de l'approche canadienne. Tel que décrit précédemment, des combinaisons d'événement improbables, dont une perte de caloporteur causée par une rupture majeure (PERCARM) combinée à l'indisponibilité d'un système spécial de sûreté, ont fait historiquement partie des accidents de dimensionnement dans le cadre de la réglementation canadienne tandis qu'elles faisaient (habituellement) partie des accidents hors dimensionnement dans les autres pays. La nouvelle approche canadienne permet de reclasser ces événements dans la catégorie des accidents hors dimensionnement mais ceci nécessite une analyse pour démontrer que les objectifs quantitatifs de sûreté associés aux EPS (conformément au document RD-337) sont respectés.

Le nouveau document clé au chapitre de l'analyse de la sûreté est le document RD-310. Celui-ci correspond aux normes internationales en matière d'analyse de la sûreté. Il a pour objectif de mettre à jour et d'améliorer la transparence et la cohérence des activités d'analyse de la sûreté servant de fondement à l'exploitation sûre des centrales nucléaires au Canada. Le document RD-310 présente les exigences réglementaires de haut niveau auxquelles un demandeur de permis de centrale nucléaire doit se conformer au moment de préparer et de soumettre une analyse déterministe de la sûreté servant à l'évaluation des conséquences des événements. Ce document exige que les accidents hors dimensionnement soient analysés adéquatement.

Tous les projets futurs de construction de nouvelle centrale nucléaire devront être conformes pleinement aux exigences du document RD-310. Dans le cas des centrales nucléaires actuelles, son application sera étalée sur un certain nombre d'années. Le document RD-310 sera incorporé aux permis d'exploitation lors de leur renouvellement et des plans de mise en œuvre sont en voie d'être ajoutés aux MCP respectifs. Des analyses des écarts entre les exigences dans le document RD-310 et les rapports d'analyse de la sûreté actuels servent à établir la priorité des mises à jour devant être apportées à ces rapports. Bien qu'on ne remette pas en question les dossiers de sûreté actuels, il est nécessaire de confirmer que les marges de sûreté et le degré de prudence dans les analyses sont appropriés.

Afin de mieux coordonner les mises à jour des rapports d'analyse de la sûreté dans l'ensemble du secteur nucléaire, les titulaires de permis de centrale nucléaire, par l'entremise du COG, ont établi un programme d'amélioration des analyses de la sûreté. Les entreprises du secteur de l'énergie nucléaire et la CCSN participent à un groupe de travail pour éliminer les lacunes spécifiques que la CCSN a relevées à ce chapitre et pour résoudre d'autres questions en matière d'analyse de la sûreté importantes pour ces entreprises. Un des objectifs du programme d'amélioration des analyses de la sûreté est de faciliter l'application du document RD-310. L'impact du vieillissement sur le circuit caloporteur primaire, l'évaluation du degré de prudence et l'élimination des manques d'uniformité dans les analyses de la sûreté sont des exemples de domaines spécifiques ciblés par ce programme. Ses activités principales comprennent :

- l'élaboration de documents sur les principes et les lignes directrices en matière d'analyse de la sûreté
- des études pilotes à la centrale Darlington relativement aux pertes de contrôle de la réactivité, à la centrale de Bruce-A concernant les pertes de débit dans le circuit caloporteur primaire et à la centrale de Point Lepreau en ce qui a trait à l'évaluation des doses dans les rapports d'analyse de la sûreté
- des évaluations des écarts entre les analyses dans les rapports d'analyse de la sûreté actuels et les nouvelles exigences, suivies de l'exécution des actions requises pour les éliminer
- des améliorations de nature générale des rapports d'analyse de la sûreté

Les activités entreprises dans le cadre du programme d'amélioration des analyses de la sûreté sont choisies en partie pour résoudre les questions de sûreté CANDU décrites à l'alinéa 14 (i) (j). Par exemple, l'étude pilote portant sur les pertes de contrôle de la réactivité à la centrale Darlington, mentionnée ci-avant, prend en compte une des questions de sûreté CANDU de catégorie 3 autres que la PERCARM. Pour cette étude pilote, OPG a utilisé de manière mutuelle des outils modernes et validés de thermohydrauliques et de physique du réacteur et elle a classé les événements dans l'une des trois catégories suivantes : incidents de fonctionnement prévus, accidents de dimensionnement ou accidents hors dimensionnement. Les leçons tirées des études pilotes servent à mettre à jour un document du COG qui fournit une orientation sur les analyses déterministes de la sûreté et, plus particulièrement, sur la mise en œuvre du document RD-310. D'autres analyses continueront d'être effectuées au cours de la prochaine période de référence afin de se conformer davantage à ce document.

Au cours de la période de référence, en plus de compléter les études pilotes liées au document RD-310, les titulaires de permis ont effectué d'autres mises à jour de leurs analyses de la sûreté et de leurs rapports d'analyse de la sûreté et les ont soumis à la CCSN à des fins d'examen. L'annexe 14(i)c) donne des exemples de mises à jour qui ont été apportées aux analyses déterministes de la sûreté au cours de la période de référence.

Réponse à l'accident de Fukushima – Analyse déterministe de la sûreté

Dans le cadre de l'approche globale adoptée pour évaluer la sûreté après l'accident de Fukushima décrite à l'alinéa 14(i)a), les titulaires de permis et le Groupe de travail sur Fukushima ont examiné les analyses déterministes de la sûreté de chacune des centrales nucléaires. Ces examens ont confirmé que ces analyses tiennent compte des accidents de dimensionnement de manière adéquate et respectent ou dépassent les exigences de la conception originale. Le rapport d'analyse de la sûreté de chaque centrale nucléaire montre que les

conséquences prévues, en faisant des hypothèses prudentes dans l'analyse de la sûreté, répondent aux critères d'acceptation prescrits de la CCSN. Plus particulièrement, les analyses portent sur les défaillances crédibles de procédés et de systèmes de sûreté qui peuvent nuire au refroidissement du combustible dans le cœur du réacteur et les piscines de stockage de combustible usé.

Tel que mentionné à l'alinéa 14(i)a), le Groupe de travail de la CCSN sur Fukushima a conclu que les évaluations des événements hors dimensionnement effectuées par les titulaires de permis étaient adéquates. En réponse à l'accident de Fukushima, ces derniers ont développé une séquence d'accident ayant comme point de départ une perte prolongée de l'alimentation électrique qui entraîne éventuellement une perte de toutes les sources froides et, inévitablement des dommages au cœur. Aucun événement externe particulier n'a été retenu comme hypothèse de l'événement déclencheur de la perte d'alimentation électrique, on a tout simplement fait l'hypothèse que l'alimentation électrique des sources froides primaires et secondaires n'était pas disponible, sans se soucier de l'improbabilité qu'un tel événement se produise. En résumé, faisant l'hypothèse que l'opérateur interviendra pendant la séquence et effectuera des manœuvres très simples afin de prendre avantage des générateurs de vapeur comme source froide (p. ex. en utilisant le circuit de refroidissement d'urgence des générateurs de vapeur ou l'eau d'alimentation disponible dans le dégazeur), la dislocation du cœur ne se produira pas avant au moins 17 heures, et possiblement jusqu'à plusieurs jours, après le début de l'événement. Le branchement de sources d'alimentation électrique temporaires et l'utilisation d'autres sources d'alimentation en eau pourraient prolonger cette période indéfiniment. Des renseignements supplémentaires à ce sujet sont fournis dans le *Rapport national du Canada pour la deuxième réunion extraordinaire de la Convention sur la sûreté nucléaire*.

En réponse à l'accident de Fukushima, les titulaires de permis de centrale nucléaire ont réalisé, ou prévoient réaliser, des analyses déterministes portant sur des accidents représentatifs de ceux entraînant des dommages graves au cœur. Une telle analyse a déjà été effectuée dans le cadre de l'EIS qui a servi à déterminer l'ampleur des activités de réfection dans le cas des centrales pour lesquelles des projets de prolongation de la durée de vie sont en cours. Les titulaires de permis apportent des améliorations aux modèles qu'ils utilisent pour analyser les accidents hors dimensionnement pour prendre compte spécifiquement des événements touchant plus d'une tranche.

Évaluation en matière de sûreté-incendie

Les titulaires de permis de centrale nucléaire ont révisé leurs évaluations en matière de sûreté-incendie (examen de la conformité aux exigences du code, révision de l'évaluation des risques d'incendie à leurs installations et analyse des arrêts sécuritaires en cas d'incendie) conformément à la norme N293-07 de la CSA, *Protection contre l'incendie dans les centrales nucléaires CANDU*, qui est citée dans tous les permis d'exploitation de centrale nucléaire. Le personnel de la CCSN continue d'examiner les évaluations en matière de sûreté-incendie mises à jour. Bien que ces examens se poursuivent, les titulaires de permis sont en voie d'apporter des modifications pour donner suite à des recommandations résultant de la mise à jour de leurs évaluations en matière de sûreté-incendie. On a jugé que les lacunes faisant l'objet de ces recommandations ne présentent pas un risque important. Les recommandations proposées vont accroître la marge de sûreté en matière de protection-incendie à chacune des installations.

14(i)d) Études probabilistes de sûreté

Une EPS est une analyse complète et intégrée de la sûreté d'une centrale nucléaire qui tient compte de la probabilité, de la progression et des conséquences des défaillances d'équipement ou des conditions transitoires pour produire des données numériques qui constituent une mesure cohérente de la sûreté de la centrale :

- une EPS de niveau 1 détermine et quantifie les séquences d'événements conduisant à une perte d'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

Les principaux objectifs d'une EPS sont :

- d'acquiescer, par l'entremise d'une analyse systématique, la confiance que la conception permettra de respecter les objectifs fondamentaux en matière de sûreté
- de démontrer qu'une conception équilibrée a été mise en place
- d'avoir la confiance qu'il sera possible de prévenir une augmentation importante de la gravité des conséquences après un petit changement des conditions (effet de falaise)
- d'évaluer les probabilités de dommages graves au cœur ainsi que les risques de rejets radioactifs importants dans l'environnement
- d'évaluer les probabilités d'avoir à faire face à des dangers externes spécifiques au site et leurs conséquences
- de déterminer les vulnérabilités de la centrale ainsi que les systèmes pour lesquels des améliorations de leur conception ou des modifications des procédures d'exploitation pourraient réduire les probabilités d'accident grave ou atténuer leurs conséquences
- de démontrer que les procédures d'urgence sont adéquates
- de fournir des éclaircissements en appui au programme de GAG

Les exigences relatives aux EPS sont documentées dans le document S-294 de la CCSN, *Études probabilistes de sûreté (EPS) pour les centrales nucléaires*. Ce document est cité dans tous les permis d'exploitation de centrale nucléaire actuels et il s'appliquerait également au cours de la phase de construction d'un projet de nouvelle centrale nucléaire. Une des exigences clés de ce document est d'obtenir l'approbation de la CCSN en ce qui a trait à la méthode et les programmes informatiques utilisés pour effectuer l'EPS. En guise d'orientation générale sur la méthode à suivre pour effectuer une EPS, le document S-294 cite en renvoi la série de normes de sûreté de l'AIEA. Dans l'ensemble, les méthodes élaborées par les titulaires de permis sont fondées sur les éléments d'orientation disponibles dans des documents publiés par des organisations reconnues sur le plan international, comme l'AIEA et l'USNRC, ainsi que sur les bonnes pratiques.

Le document S-294 exige expressément qu'une EPS de niveau 2 spécifique au site soit effectuée pour tous les événements internes et externes (p. ex. incendie à l'intérieur de la

centrale, inondation et tremblement de terre). Les événements secondaires (p. ex. les événements externes secondaires, comme un tsunami causé par un tremblement de terre) sont également pris en compte dans l'EPS. La portée de l'EPS est limitée aux états de la centrale nucléaire suivants : pleine puissance et arrêt. Le document S-294 stipule que l'EPS doit être mise à jour pour tenir compte de l'OPEX et des nouveaux renseignements importants en matière de sûreté, tous les trois ans – ou plus souvent si des changements majeurs sont apportés à l'installation. Les mises à jour font l'objet d'un examen de la part de l'organisme de réglementation.

Une révision du document S-294 est en cours afin d'y apporter des modifications à la lumière des leçons tirées de l'accident de Fukushima et de tenir compte des conclusions du Groupe de travail de la CCSN sur Fukushima. La prochaine version de ce document traitera de toutes les sources de radioactivité autres que le cœur du réacteur. Elle exigera également que les effets mettant en cause plus d'une tranche soient pris en compte. Les titulaires de permis ont déjà commencé à se conformer aux exigences révisées. Il est prévu que la version à venir stipulera qu'une EPS soit réalisée tous les cinq ans.

Les résultats des évaluations des probabilités de dommages graves au cœur ainsi que des risques de rejets radioactifs importants dans l'environnement obtenus par l'entremise d'une EPS sont comparés aux objectifs de sûreté. Dans le cas des nouvelles centrales, ces objectifs sont définis dans le document RD-337 de la CCSN, *Conception des nouvelles centrales nucléaires* et présentés sous forme sommaire dans le tableau suivant. Ils sont conformes au document INSAG-12, *Principes fondamentaux de sûreté pour les centrales nucléaires (Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants)* publié sous les auspices de l'AIEA.

Objectifs de sûreté de la CCSN

Objet de l'objectif de sûreté	Justification	Objectif numérique
Fréquence de dommage au cœur du réacteur	La prévention des accidents	La somme des fréquences de toutes les séquences d'événements pouvant conduire à la dégradation importante du cœur du réacteur doit être inférieure à 10^{-5} par année par réacteur.
Fréquence de petit rejet radioactif	Rejet pouvant exiger une évacuation	La somme des fréquences de toutes les séquences d'événements qui peuvent entraîner des émissions radioactives dans l'environnement supérieures à 10^{15} Bq d'iode-131 doit être inférieure à 10^{-5} par année par réacteur.

Fréquence de rejet radioactif important	Rejet pouvant exiger une relocalisation à long terme	La somme des fréquences de toutes les séquences d'événements qui peuvent entraîner des émissions radioactives dans l'environnement supérieures à 10^{14} Bq de césium-137 doit être inférieure à 10^{-6} par année par réacteur.
--	--	--

Bien qu'il n'existe pas d'exigences explicites en ce qui a trait aux objectifs de sûreté pour les centrales nucléaires actuelles, la CCSN s'attend à ce que les titulaires de permis des centrales nucléaires en exploitation établissent des objectifs de sûreté qui sont représentatifs des pratiques internationales. Dans le cas des centrales nucléaires actuelles, conformément au document INSAG-12 et/ou au document SSG-3 de l'AIEA, *Élaboration et application d'études probabilistes de la sûreté de niveau 1 pour les centrales nucléaires (Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants)*, les titulaires de permis ont établis et respectent les objectifs de sûreté suivants :

- fréquence de dommages au cœur du réacteur inférieure à 10^{-4} par année par réacteur
- fréquence de rejets radioactifs importants inférieure à 10^{-5} par année par réacteur

Conformément aux pratiques internationales, la fréquence de petits rejets radioactifs ne fait habituellement pas partie des objectifs de sûreté des centrales nucléaires actuelles au Canada.

Élaboration et utilisation d'un processus d'étude probabiliste de sûreté

Les titulaires de permis ont complété une EPS de niveau 2 ou sont en voie de le faire.

Le personnel de la CCSN examine les EPS, leurs méthodes et leurs mises à jour afin de s'assurer qu'elles sont conformes aux exigences du document S-294. Au cours de la période de référence, il a tenu compte d'éclaircissements apportés par les EPS pour évaluer dans quelle mesure l'exploitation des centrales nucléaires continue de respecter les objectifs de sûreté. Les résultats des EPS et des examens effectués par le personnel de la CCSN indiquaient que les objectifs de sûreté étaient respectés. L'annexe 14(i)d) présente un sommaire de la situation aux centrales nucléaires en ce qui a trait aux EPS.

Les titulaires de permis ont atteint différentes étapes en ce qui a trait à l'application des résultats de leur EPS. Les applications habituelles des résultats de ces études incluent leur utilisation, conjointement avec les résultats des analyses déterministes, pour améliorer les programmes de fiabilité et d'entretien des titulaires de permis. Par exemple, dans le cadre du programme de fiabilité, les résultats des EPS contribuent à déterminer quels systèmes font partie des « systèmes importants pour la sûreté » (voir l'alinéa 19(iii)). L'utilisation des EPS pour évaluer les événements externes est abordée de façon plus approfondie à l'alinéa 17(iii).

Les résultats des EPS ont également été utilisés pour élaborer des lignes directrices pour la GAG (abordées à l'alinéa 19(iv)) ou pour fournir des éclaircissements utiles au sujet du processus de réfection. Dans le cas des projets de réfection des centrales de Point Lepreau, de Bruce-A et de Darlington, les résultats des EPS ont servi à établir leur ampleur et à élaborer le plan intégré

d'amélioration. L'annexe 18(i) donne des exemples de modifications de la conception qui ont été apportées au cours de la réfection pour tenir compte de questions soulevées par les EPS.

Des développements récents indiquent que les EPS sont de plus en plus utilisées pour la surveillance du risque. Par exemple, un projet portant sur la surveillance du risque en ligne est présentement en voie de réalisation à la centrale de Point Lepreau afin d'aider à la prise de décisions en matière d'exploitation. En parallèle au développement d'un logiciel et à la formation, une analyse comparative des outils similaires de surveillance du risque utilisés par les entreprises du secteur nucléaire a été complétée à cette centrale. Dans le même veine, les plus récentes versions des processus d'EPS aux centrales de Darlington et de Pickering-B ont servi au développement d'un outil informatique de surveillance régulière du risque, se servant de la fréquence de dommages importants au coeur, pendant les périodes dans l'état d'arrêt et lorsque le réacteur est à pleine puissance. Les EPS ont également servi à diminuer les risques aux centrales nucléaires en permettant d'apporter des changements aux procédures d'exploitation et d'être ainsi mieux préparé à faire face à tout événement. Les EPS continueront d'être utilisées pour améliorer les programmes de surveillance des risques opérationnels et comme source de renseignements en appui aux décisions concernant la réfection. Par exemple, dans le cadre du plan opérationnel global des centrales de Pickering-A et de Pickering-B qui couvre la période allant jusqu'à leur fin de vie, OPG a étudié au cours de la période de référence la possibilité de mettre en œuvre des mesures rentables afin d'atteindre son objectif en ce qui a trait à la fréquence de dommages au coeur à ses centrales nucléaires actuelles.

Réponse à l'accident de Fukushima – étude probabiliste de sûreté

Afin de donner suite aux leçons tirées de l'accident de Fukushima, les éléments suivants ont été ajoutés au projet de révision du document S-294 :

- les piscines de stockage du combustible usé
- les conséquences dans le cas des centrales à tranches multiples
- les états d'exploitation à basse puissance
- tous les événements externes possibles spécifiques au site (y compris les combinaisons de ceux-ci)

L'évaluation de la sûreté effectuée après l'accident de Fukushima a examiné les résultats des EPS dans le cadre de l'évaluation des dispositions relatives à l'utilisation des capacités des centrales actuelles, des caractéristiques de conception complémentaires et de l'équipement d'urgence servant à atténuer les conséquences pour la GAG et le rétablissement de la situation. La portée des évaluations des accidents graves a été élargie pour prendre en compte d'autres améliorations de la conception qui ont déjà été apportées ou sont présentement prévues.

Certaines des centrales nucléaires qui ont fait l'objet d'un EIS dans le cadre de projets de réfection ont de nouveau été évaluées en regard des dangers externes, particulièrement les dangers sismiques. Des évaluations des marges de sûreté en cas de tremblement de terre ont été effectuées par l'entremise d'EPS afin de déterminer la marge de sûreté dans le cas des tremblements de terre pouvant se produire environ tous les 10 000 ans. Une EPS portant sur le danger sismique a également été effectuée dans le cas de la centrale de Darlington. D'autres dangers externes, dont les inondations et les vents violents, ont également été évalués dans le cadre d'EIS.

Le Groupe de travail de la CCSN sur Fukushima a déterminé que les modèles actuels d'accident grave sont adéquats dans le cas des centrales à tranche unique. Il a recommandé que des

améliorations soient apportées aux modèles traitant des accidents hors dimensionnement, y compris ceux développés pour les centrales nucléaires à tranches multiples. Les titulaires de permis apportent présentement des améliorations aux modèles ayant trait aux accidents hors dimensionnement afin de les rendre conformes aux exigences stipulées dans le document S-294 et ils les analysent de manière systématique. Ils accordent une attention particulière aux événements touchant plus d'une tranche, aux événements liés aux piscines de stockage de combustible usé et aux accidents causés par des événements externes extrêmes. Une réévaluation de l'importance de chacun des événements externes spécifiques à chaque site est présentement en cours, se servant de calculs modernes et de méthodes à la fine pointe de la technologie. Présentement, les titulaires de permis évaluent à nouveau si la protection qu'offrent les conceptions actuelles spécifiques à chacun des sites est suffisante pour faire face à chacun des événements externes évalués.

Les EPS des centrales de Point Lepreau, de Darlington et de Pickering-B ont été mises à jour récemment afin de les rendre conformes aux exigences du document S-294. Les tremblements de terre ainsi que les inondations et les feux à l'interne sont des exemples d'événements qui ont été évalués à l'aide de méthodes en usage de nos jours. Les titulaires de permis des autres centrales nucléaires au Canada, sauf dans le cas de la centrale de Gentilly-2, complèteront une mise à niveau de leurs EPS d'ici 2014. Des renseignements supplémentaires sur l'état des EPS à chacune des centrales nucléaires sont fournis à l'annexe 14(i)d).

14(i)e Attribution par la CCSN de cotes de rendement dans les domaines de sûreté et de réglementation

Le personnel de la CCSN évalue chaque année le rendement en matière de sûreté des titulaires de permis dans chacun des 14 domaines de sûreté et de réglementation (DSR), publiant les résultats dans le rapport intitulé *Évaluation intégrée en matière de sûreté des centrales nucléaires au Canada par le personnel de la CCSN*. Ce rapport intègre l'information recueillie lors des activités de vérification des centrales nucléaires effectuées par le personnel de la CCSN et utilise un système de cotes pour faire un sommaire des résultats des évaluations du rendement dans chacun des DSR à chacune des centrales nucléaires. Une cote intégrée du rendement à la centrale, déterminée en combinant les 14 cotes individuelles attribuées à ces domaines, est également fournie à titre de sommaire du rendement global en matière de sûreté à chacune des centrales nucléaires. Le système d'attribution de cote de rendement de la CCSN et les 14 DSR sont décrits en plus de détails à l'appendice F. Les cotes de rendement attribuées à tous les titulaires de permis dans chacun de ces domaines au cours de la période de référence sont données au tableau F.3. Dans l'ensemble, au cours des trois années de la période de référence, le rendement à toutes les centrales nucléaires, dans chacun des DSR, répondait aux exigences et attentes de la CCSN – les très peu nombreuses exceptions à ce chapitre remontant à 2010. Les cotes intégrées de rendement attribuées au cours de la période de référence étaient soit « Entièrement satisfaisant » ou « Satisfaisant » dans le cas de toutes les centrales nucléaires.

Les cotes attribuées au rendement dans des DSR particuliers sont mentionnées dans les articles les plus pertinents de ce rapport. Un domaine de sûreté et de réglementation particulièrement pertinent pour le présent article (l'article 14) est « Analyse de la sûreté », qui couvre les analyses déterministes et probabilistes, les analyses de la criticité et de la robustesse de même que la détermination des paramètres d'exploitation sûre. Au cours de la période de référence, le rendement de tous les titulaires de permis au chapitre de l'analyse de la sûreté était satisfaisant.

14(i)f) Évaluations menées par l'Association mondiale des exploitants de centrales nucléaires

Les titulaires de permis de centrale nucléaire au Canada et EACL sont membres de la WANO, une organisation ayant pour but d'aider ses membres à atteindre les plus hauts niveaux de sûreté opérationnelle et de rendement. La WANO réalise des évaluations de façon périodique afin de promouvoir l'excellence dans l'exploitation, l'entretien et les fonctions de soutien des centrales en exploitation, portant une attention particulière à la sûreté et à la fiabilité. Ces évaluations ne répondent pas à des exigences légales ou réglementaires mais sont effectuées sur une base volontaire à la demande des membres de la WANO.

Toutes les évaluations effectuées par la WANO sont fondées sur des objectifs et critères de rendement élaborés par la WANO en tenant compte des opinions exprimées par ses membres et examinées par ces derniers. Ces évaluations sont axées sur le rendement, mettant en évidence les résultats obtenus de même que les comportements et les facteurs organisationnels importants pour assurer un bon rendement par la suite. Les titulaires de permis demandent à la WANO de réaliser, d'un œil critique, un examen par les pairs du rendement à leurs centrales nucléaires tous les deux ans, un examen de suivi par les pairs ayant lieu à mi-chemin du cycle de deux ans.

Les équipes d'examen par les pairs de la WANO comprennent des personnes qualifiées et expérimentées, y compris des pairs provenant de sociétés de service public et de l'entreprise hôte ainsi qu'un cadre supérieur du secteur nucléaire agissant à titre de conseiller. Elles évaluent des domaines fonctionnels traditionnels – comme l'exploitation, l'entretien et l'ingénierie – qui correspondent globalement à la manière dont les centrales nucléaires sont organisées. En outre, les équipes évaluent des domaines de rendement inter-fonctionnels comme les processus et comportements qui s'appliquent à plusieurs unités organisationnelles et elles couvrent l'intégration et les liens organisationnels, dont la culture de sûreté, l'efficacité organisationnelle et la fiabilité de l'équipement.

Avant qu'un examen par les pairs ne débute, le chef d'équipe désigné par la WANO rencontre des membres sélectionnés de l'équipe d'examen et visite la centrale nucléaire afin de mener des entrevues avec le personnel et d'informer les gestionnaires sur le processus d'examen par les pairs et les interactions avec l'équipe. Lorsque possible, des observations de l'exécution d'activités importantes, comme les travaux en temps d'arrêt et les démarrages, font partie de cette visite. De plus, l'exécution de manœuvres d'exploitation et des exercices de formation sur simulateur sont évalués avant l'examen par les pairs à la centrale nucléaire.

Au cours des deux semaines que dure l'examen, l'équipe de pairs observe des travaux, prépare des rapports d'observation, examine et analyse l'information recueillie, mène des entrevues et discute des résultats avec leurs homologues. À la fin de l'examen, l'équipe fournit une rétroaction sur les forces observées et les domaines nécessitant des améliorations à la centrale nucléaire afin d'accroître la sûreté et la fiabilité. Le titulaire de permis élabore et met en œuvre des plans d'action en se fondant sur cette rétroaction. Environ 12 mois plus tard, une équipe d'examen par les pairs de la WANO effectue un suivi afin de fournir une rétroaction sur les progrès réalisés au chapitre de l'application du plan d'action.

Les examens par les pairs suivants, réalisés sous les auspices de la WANO, ont eu lieu au cours de la période de référence :

- Bruce-A septembre 2010
- Bruce-B mars 2012

- Pickering-A juin 2011
- Pickering-B février 2011
- Darlington février 2012
- Gentilly-2 mars-avril 2011

La rétroaction, les éclaircissements et l'apprentissage résultant du processus d'examen par les pairs de la WANO sont de grande valeur. Ce processus est à la source d'améliorations importantes et contribue à rehausser de façon continue les normes de rendement et les pratiques dans l'ensemble du secteur nucléaire. Afin d'appuyer l'amélioration dans l'ensemble, la WANO communique avec tous ses membres les bonnes pratiques observées pendant les examens. Les deux exemples suivants illustrent la valeur du processus d'examen de la WANO.

En 2009, la WANO a décelé une faiblesse à la centrale de Darlington au chapitre de la gestion et de la surveillance des stratégies d'entretien des composants électroniques – plus particulièrement en ce qui a trait aux cartes imprimées. À cette centrale, des défauts dans ces cartes avaient entraîné des défaillances fonctionnelles de système de sûreté, l'indisponibilité d'une génératrice de secours et des pertes de production. En réponse, OPG a mis en œuvre une stratégie améliorée d'entretien et de gestion du vieillissement des cartes imprimées, y incorporant les meilleures pratiques recommandées par la WANO et d'autres titulaires de permis de centrale nucléaire. Suite à cela, le taux de défaillance de ces cartes a diminué de 50 % depuis 2009 et des progrès supplémentaires sont prévus au fur et à mesure que les bénéfices de cette stratégie seront pleinement réalisés.

Également en 2009, la WANO a déterminé que des lacunes au chapitre du programme de surveillance de la contamination alpha avaient réduit la capacité à Pickering de déceler des niveaux de contamination alpha élevés et ainsi augmenté la possibilité que de la contamination alpha soit rejetée dans les effluents gazeux et que des travailleurs absorbent une telle contamination sans que cela ne soit découvert. En réponse, un programme exhaustif de surveillance et de contrôle de la contamination alpha a été mis en œuvre à Pickering. Une équipe composée de spécialistes de radioprotection en poste aux centrales et d'autres de l'administration centrale a élaboré et révisé 15 procédures afin de couvrir tous les aspects de la surveillance et du contrôle de cette contamination. Par exemple, une procédure détaillée allant au-delà des pratiques courantes du secteur nucléaire a été élaborée afin de servir d'orientation pour l'analyse et le calcul des doses internes causées par l'absorption de contamination alpha. Avant la fin de 2010, la centrale nucléaire de Pickering avait été pleinement caractérisée en ce qui a trait à la présence de contamination alpha. Des panneaux d'avertissement ont été placés aux entrées des zones de la centrale où l'activité alpha était élevée et on a dit qu'il était obligatoire de se vérifier à l'aide de détecteur de survol à la sortie de celles-ci pour déceler la présence de contamination alpha. Pendant ce temps-là, 4 600 frottis ont été pris pour déceler la présence de contamination alpha. Au cours de l'examen effectué en 2011, la WANO a conclu que les efforts déployés à Pickering démontraient que les travailleurs et les centrales étaient protégés de manière efficace contre cette contamination et que les particularités de ce programme devraient être communiquées à toutes les entreprises du secteur nucléaire.

Les examens par les pairs suivants, organisés sous les auspices de la WANO, sont prévus pour la prochaine période de référence :

- Bruce-A et Bruce-B
(au niveau de l'entreprise) 2013

- Bruce-A 2014-2015 (dates à préciser)
- Bruce-B 2014-2015 (dates à préciser)
- Pickering-A et Pickering-B 2013 ainsi qu'en 2015-2016 (dates à préciser)
- Darlington 2014 ainsi qu'en 2015-2016 (dates à préciser)
- Gentilly-2 Aucun examen par les pairs n'est prévu
- Point Lepreau (le site) septembre 2013
- Point Lepreau (au niveau de l'entreprise) décembre 2013

Au cours de la période de référence, EACL est devenu la première entreprise autre que les exploitants de centrale nucléaire à devenir membre de la WANO. Elle a demandé à la WANO d'organiser un examen indépendant par les pairs portant sur l'ensemble de l'entreprise afin de déterminer quelle était l'incidence des activités de l'entreprise, de ses prises de décision et de sa gouvernance sur la sûreté. EACL a également demandé à la WANO des recommandations sur les possibilités d'amélioration de son cadre de gouvernance et de surveillance en matière de santé et de sécurité des personnes, de sécurité nationale et de protection de l'environnement. Il est prévu que la WANO répondra à ces deux demandes en 2013.

14(i)g) Examens intégrés de sûreté liés à la prolongation de la durée de vie des centrales

Les titulaires de permis de centrale nucléaire qui prévoient prolonger la durée de vie de leurs centrales au-delà de celle prévue lors de la conception doivent réaliser un EIS. Tel que décrit à l'alinéa 7.2(ii)d), le document RD-360 de la CCSN, *Prolongement de la durée de vie des centrales nucléaires*, ainsi que des conditions spécifiques des permis d'exploitation, constituent le fondement réglementaire des EIS. Ce document stipule que les centrales nucléaires devraient respecter des objectifs de sûreté modernes et de haut niveau en matière d'exploitation sûre et sécuritaire tout au long de leur durée de vie. On s'attend à ce que les titulaires de permis se conforment à la LSRN, à la LCEE et à tous les règlements connexes, ainsi qu'aux conditions de leur permis tout au long du projet de prolongation de la durée de vie d'une centrale et de la période d'exploitation qui suivra.

Dans le cadre d'un EIS, les titulaires de permis effectuent un examen de leurs centrales nucléaires en fonction de normes et de pratiques modernes. Un EIS sous-entend une comparaison systématique et exhaustive à des normes modernes, tenant compte des développements technologiques afin de s'assurer que la centrale demeure sûre et que le fondement du permis est toujours valable. Les facteurs de sûreté devant être pris en compte dans le cadre d'un EIS sont énumérés dans le guide NS-G-2.10 de l'AIEA sur les BPS (ainsi que dans le guide spécifique de sûreté SSG-25 de l'AIEA, *Bilan périodique de sûreté pour les centrales nucléaires*, qui le remplace). De plus, la portée d'un EIS devrait couvrir les 14 domaines de sûreté et de réglementation de la CCSN qui servent à la réglementation des centrales nucléaires. Ces domaines de sûreté et de réglementation englobent tous les facteurs de sûreté de l'AIEA (voir le tableau F.2). Ils couvrent également la gestion des déchets, la sécurité, les garanties et la non-prolifération de même que l'emballage et le transport. Un EIS devrait également aborder toutes les questions de sûreté CANDU et les points à régler spécifiques de la CCSN applicables aux centrales nucléaires, ceux-ci étant résolus dans la mesure du possible.

La détermination de l'état des SSC liés à la sûreté est une partie importante de l'évaluation. Cette évaluation de l'état de ces SSC, qui comprend des inspections et des analyses, sert à déterminer dans quelle mesure certains composants nécessitent d'être remplacés. Dans le cas des composants qui ne seront pas remplacés, l'évaluation sert à mettre à jour les plans de gestion de leur cycle de vie ou à élaborer de tels plans qui incluent une surveillance de l'état des composants afin de s'assurer qu'ils continueront à remplir les fonctions pour lesquelles ils ont été conçus. La gestion du cycle de vie est décrite à l'alinéa 14(ii)b).

À la fin de la période de référence, le personnel de la CCSN a mis en place des procédures de travail à usage interne afin de s'assurer que la surveillance réglementaire des centrales nucléaires approchant la fin de leur durée de vie prévue au départ était effectuée de manière cohérente et transparente. Un processus, une procédure et des instructions à des fins d'examen ont été élaborés pour effectuer des évaluations techniques intégrées de chaque EIS soumis par les titulaires de permis.

Dans le cas des projets majeurs de prolongation de la durée de vie qui étaient en cours pendant la période de référence (tranches 1 et 2 de la centrale de Bruce-A et la centrale de Point Lepreau), l'évaluation de la sûreté dans le cadre de l'EIS avait été réalisée au cours de la période de référence précédente. Une description des mises à niveau de la sûreté découlant de la mise en œuvre ultérieure de plans intégrés d'amélioration est fournie à l'annexe 18(i).

Hydro-Québec a réalisé une évaluation complète de la sûreté dans le cadre de l'EIS qu'elle a effectué en préparation à la prolongation possible de la durée de vie de la centrale de Gentilly-2.

Au cours de la période de référence, OPG a complété un EIS en appui à la réfection et au maintien en exploitation de la centrale de Darlington. À la fin de la période de référence, OPG oeuvrait toujours au développement de son plan global d'évaluation et d'amélioration intégrée afin de préciser l'ampleur de la réfection.

OPG a également réalisé un EIS de grande envergure en 2010, dans le cadre de son évaluation des différentes options s'offrant à elle relativement au maintien en service de la centrale de Pickering-B jusqu'en 2020. OPG a décidé qu'il était préférable de prolonger la durée de vie de la centrale de manière progressive au lieu de mettre fin à son exploitation ou d'effectuer sa réfection (pour des renseignements généraux à ce sujet, voir l'alinéa D.2 du chapitre « Introduction »). L'évaluation ne couvrait pas seulement des domaines techniques comme la conception et l'exploitation mais également des questions au niveau de l'organisation et des programmes. Cette évaluation a ainsi fourni des données de valeur pour le plan de maintien en exploitation et le plan d'exploitation durable. Le plan de maintien en exploitation documente les mesures relatives au fondement technique requises pour justifier la prolongation de manière progressive de la durée de vie de la centrale de Pickering-B. Le plan d'exploitation durable dans le cas de la centrale de Pickering-B (un autre a été préparé pour la centrale de Pickering-A) documente l'approche stratégique pour surmonter les obstacles particuliers associés à l'approche de la fin de son exploitation commerciale. Il décrit les dispositions et les activités requises pour démontrer que le rendement de l'exploitation demeurera sûr et fiable de façon continue dans chacun des 14 domaines de sûreté et de réglementation. En ce qui concerne la centrale Pickering-B, les examens effectués et les plans élaborés à la suite de ceux-ci sont décrits en détail à l'annexe 14(i)g) afin d'illustrer l'évaluation réalisée dans le cadre de l'EIS.

En plus des EIS effectués par les titulaires de permis de centrale nucléaire, EACL en a également effectué un au cours de la période de référence afin d'évaluer de façon globale s'il fallait

poursuivre l'exploitation de l'installation National Research Universal jusqu'en 2021 et au-delà. Pour ce faire, EACL s'est conformée au document NS-G-2.10 de l'AIEA et à la section 6 du document RD-360 et a suivi la démarche prescrite pour le renouvellement d'un permis d'un réacteur de recherche.

14(i)h) Examen de la possibilité d'adopter les bilans périodiques de sûreté pour les centrales nucléaires en exploitation

Les évaluations de la sûreté réalisées régulièrement dans le cadre du processus de renouvellement des permis d'exploitation de centrale nucléaire (décrites à l'alinéa 14(i)b)) sont similaires, de par leur nature et leur intention, aux BPS décrits dans les documents de l'AIEA. Tel que mentionné précédemment, les domaines de sûreté et de réglementation qui définissent le cadre de ces évaluations et des EIS couvrent les facteurs de sûreté pris en compte dans les BPS de l'AIEA. De façon régulière, des nouvelles normes sont habituellement ajoutées aux permis d'exploitation de centrale nucléaire lors de leur renouvellement.

Mesure C-1 proposée au Canada lors de la cinquième réunion d'examen

« Poursuivre la mise en œuvre des BPS »

Comme moyen potentiel d'améliorer le cadre de réglementation, l'examen de la possibilité de mettre en œuvre des BPS pour les centrales nucléaires est présentement la principale activité d'une initiative plus vaste de la CCSN portant sur l'étude de la possibilité d'exiger des BPS pour toutes les installations de catégorie 1 au Canada.

Au cours de la période de référence, le personnel de la CCSN, en consultation avec les titulaires de permis de centrale nucléaire, a poursuivi son évaluation des répercussions d'intégrer officiellement les BPS au processus réglementaire canadien de délivrance de permis dans le cas des centrales nucléaires. Les leçons tirées de l'application des EIS dans le cas des projets de réfection de centrale nucléaire ont contribué de façon importante à cette évaluation. Les titulaires de permis et le personnel de la CCSN ont conclu que la mise en œuvre de la méthode relative aux BPS apporterait certains bénéfices à l'égard, entre autres, de la surveillance réglementaire des centrales nucléaires. Cette conclusion a été corroborée par l'expérience dans d'autres pays où les BPS sont utilisés, par des consultations dans le cadre de forums nationaux et internationaux et par une étude approfondie effectuée par un conseiller.

La mise en œuvre des BPS au Canada doit tenir compte de facteurs tels que la fréquence à laquelle le public peut participer au processus réglementaire, l'efficacité des changements proposés et le fardeau de travail supplémentaire que devraient possiblement supporter l'organisme de réglementation et les titulaires de permis.

En plus des discussions qui ont eu lieu à la cinquième réunion d'examen de la Convention au sujet de la mise en œuvre possible des BPS, cette éventualité a également fait l'objet d'examen de la part du SEIR et du Groupe de travail de la CCSN sur Fukushima.

Recommandation R5 résultant de la mission initiale du SEIR en 2009

« La CCSN devrait se demander comment mettre en place des modalités efficaces en vue d'effectuer des bilans périodiques de sûreté pour ces installations de catégorie I. Ces bilans devraient être proportionnels aux risques à contrôler. »

L'équipe d'examen par les pairs qui a participé à la mission de suivi du SEIR en 2011 a constaté que la CCSN avait fait passablement d'efforts pour étudier la possibilité de mettre en œuvre des BPS au Canada. Elle a également noté que les EIS étaient essentiellement la même chose que des BPS et que des EIS avaient été réalisés pour des installations autres que les centrales nucléaires. Étant donné qu'une recommandation relative à la mise en œuvre de BPS n'avait pas encore été soumise à l'autorité devant prendre la décision finale à ce sujet (la Commission), l'équipe d'examen a conclu que le dossier lié à la recommandation R5 devait rester ouvert.

Suggestion S6 résultant de la mission initiale du SEIR en 2009

« Ce genre de BPS devrait se conformer à tous les éléments énumérés dans les guides de l'AIEA, y compris l'adoption de l'étude probabiliste de sûreté (EPS) pour les centrales nucléaires (NS-G-2.10 de l'AIEA ou tout autre guide de sûreté approprié). »

L'équipe d'examen par les pairs qui a participé à la mission de suivi du SEIR en 2011 a constaté que le processus des EIS, tel qu'appliqué dans le cas de projets de prolongation de la durée de vie des centrales nucléaires, « comporte les mêmes éléments que ceux attribués aux BPS dans le guide de sûreté NS-G-2.10 de l'AIEA... on peut dire que l'exigence relative au contenu est satisfaite mais que l'exigence relative à la périodicité des examens ne l'est pas ». Puisque le dossier relatif à la recommandation R5 demeure ouvert, l'équipe d'examen a clos le dossier lié à la suggestion S6.

Reconnaissant qu'un EIS offre une occasion de réévaluer l'ensemble du dossier de sûreté d'une centrale nucléaire, le Groupe de travail de la CCSN sur Fukushima estime que des BPS devraient être réalisés sur une base régulière pour toutes les centrales nucléaires. On a jugé qu'une fréquence de 10 ans – ce qui est conforme aux pratiques internationales – serait raisonnable et que ceci pourrait être intégré au processus d'autorisation. Le *Plan d'action de la CCSN* comprend une mesure enjoignant la CCSN à envisager l'élaboration d'un cadre de réglementation pour la mise en œuvre du processus de BPS.

Le personnel de la CCSN a proposé que tout EIS effectué pour une centrale nucléaire soit considéré comme le premier BPS pour cette centrale. La CCSN prévoit mettre le document RD-360 à jour en portant une attention particulière à la réalisation d'EIS de façon périodique, en même temps que le renouvellement des permis. Les résultats de tels EIS/BPS, décrits de façon sommaire dans un plan intégré de mise en œuvre, deviendraient une partie du fondement d'autorisation de la centrale.

Reconnaissant la valeur des EIS/BPS, OPG s'est engagée à mettre en œuvre un processus de BPS en appui à l'exploitation à long terme de la centrale de Darlington, la soumission du premier EIS/BPS étant prévue en 2014. Bruce Power s'est également engagée à mettre en œuvre un tel

processus en appui à l'exploitation à long terme des centrales de Bruce-A et de Bruce-B, la soumission du premier BPS complet étant prévue en 2019.

14(i)j) Évaluation et résolution des questions de sûreté CANDU

Des dispositions exhaustives relatives à l'évaluation et à la vérification de la sûreté des centrales nucléaires au Canada ont servi à confirmer que les centrales nucléaires en exploitation au Canada demeuraient sûres. Dans le cadre de ce processus, ces dispositions ont permis de cerner et de résoudre des questions de sûreté, dont certaines ont été décrites dans des rapports précédents du Canada. Il a été reconnu au cours des dernières années qu'une approche plus systématique pour cerner les questions de sûreté, pour établir leur priorité et pour les résoudre optimiserait les améliorations apportées à la sûreté par l'entremise de cette démarche.

Au cours de la période de référence précédente, la CCSN et les entreprises du secteur nucléaire ont collaboré à un projet visant à cerner les questions de sûreté liées aux réacteurs CANDU, à les mettre en ordre d'importance et à évaluer des stratégies pour les résoudre d'une façon qui tient compte du risque. Les questions de sûreté ont été divisées en trois grandes catégories, selon la pertinence et l'efficacité des mesures de contrôle prises par les titulaires de permis pour maintenir des marges de sûreté adéquates :

- Catégorie 1: questions pour lesquelles une solution satisfaisante a été apportée au Canada
- Catégorie 2 : questions constituant un problème au Canada, mais pour lesquelles des mesures appropriées ont été prises pour maintenir les marges de sûreté
- Catégorie 3 : questions constituant un problème au Canada et pour lesquelles des mesures ont été prises pour maintenir les marges de sûreté, mais il est nécessaire de confirmer qu'elles sont adéquates.

On juge que l'existence de ces questions n'empêche pas de poursuivre l'exploitation d'une centrale nucléaire. Aucune des questions de la catégorie 3 n'entraîne un accroissement du niveau de risque nécessitant la prise immédiate de mesures correctives. Les questions dont la gravité sur le plan de la sûreté est confirmée et immédiate sont traitées en priorité par d'autres moyens (voir les alinéas 7.2(iii) et (iv)).

Un processus de prise de décisions en fonction du risque (voir l'alinéa 8.1d)) a été suivi au cours de la période de référence précédente pour traiter des questions de la catégorie 3, afin de définir le risque lié à chacune d'elles, de déterminer son importance, de l'évaluer et de recommander des mesures pour le contrôler. Conformément au principe de défense en profondeur, l'évaluation du risque a couvert toutes les combinaisons possibles d'événements qui pourraient entraîner des dommages au combustible, nuire à la santé des travailleurs et de la population ou avoir des effets néfastes sur l'environnement, ou toute combinaison de ces incidents. L'annexe G donne une description plus détaillée des questions de sûreté CANDU et de leur classification ainsi que des mesures prises pour contrôler le risque associé à certaines questions de la catégorie 3. Le rapport de la CCSN décrivant les questions de la catégorie 3 et les mesures de contrôle du risque requises ont été rendues publiques.

Afin de traiter de manière efficace les questions de sûreté CANDU de la catégorie 3, celles-ci ont été séparées en deux groupes – celles relatives aux pertes de caloporteur attribuables à une rupture majeure (PERCARM) et les autres (appelées questions autres que PERCARM).

La CCSN continue d'effectuer le contrôle réglementaire du processus de résolution des questions de sûreté en faisant le suivi de la démarche adoptée d'un accord mutuel entre la CCSN et les

titulaires de permis de centrale nucléaire. Au cours de la période de référence, les deux questions de sûreté CANDU suivantes ont été abaissées de la catégorie 3 à la catégorie 2, dans le cas de toutes les centrales nucléaires :

- l'importance de la présence de vide dans les canaux lors de PERCARM
- les mesures de contrôle de l'hydrogène au cours des accidents

La plupart du travail nécessaire pour traiter les autres questions de sûreté CANDU de la catégorie 3 a également été complété au cours de la période de référence. Certaines de ces autres questions ont également été abaissées de la catégorie 3 à la catégorie 2 dans le cas de certaines centrales, mais pas toutes. Le travail requis pour traiter les questions de sûreté de la catégorie 3 toujours en suspens sera complété au cours de la prochaine période de référence.

La liste des questions de sûreté dénombrées comprenait celles qui faisaient l'objet des anciens dossiers génériques (DG). Les DG étaient utilisés comme outil de réglementation afin de définir l'ampleur de certaines questions de sûreté, de clarifier les préoccupations qu'elles soulevaient sur le plan technique, de définir les exigences à satisfaire pour les régler et de faire le suivi des progrès réalisés. Tous les DG ont été fermés en juillet 2012, après avoir confirmé que les critères de fermeture étaient respectés ou que les questions en cause étaient prises en compte à titre de sous-ensembles des critères de recatégorisation des questions de sûreté CANDU ayant trait à la PERCARM. Il est prévu que le traitement de ces questions en suspens sera complété d'ici la fin de 2013.

14(ii) Vérification de la sûreté

Cet alinéa décrit les activités entreprises pour vérifier, par l'entremise d'analyses, d'une surveillance, d'essais et/ou d'inspections, qu'une centrale nucléaire est conforme aux exigences de conception et de sûreté et que les limites et conditions d'exploitation y sont respectées. Ces activités sont réalisées principalement par le titulaire de permis, tel que décrit dans les alinéas qui suivent. Cependant, la CCSN effectue également différentes vérifications de la sûreté, celles-ci étant décrites dans d'autres articles de ce rapport. Par exemple, des membres de la CCSN sont en poste de façon permanente à chacune des centrales nucléaires (tel que décrit à l'alinéa 8.1b)) afin de surveiller les activités d'exploitation, de vérifier la sûreté dans certaines circonstances et d'effectuer un large éventail d'inspections, aidés par des spécialistes de l'administration centrale de la CCSN à Ottawa.

Le personnel de la CCSN examine également des points précis des rapports soumis par les titulaires de permis de centrale nucléaire conformément au document S-99 de la CCSN. Ces rapports comprennent les rapports d'événement ainsi que les rapports trimestriels et annuels comprennent des sujets comme les activités d'exploitation, les indicateurs de rendement, les inspections périodiques, les enveloppes sous pression, la radioprotection et la fiabilité. Les situations les plus importantes sur le plan de la sûreté sont évaluées par l'entremise d'exams spéciaux ou des inspections circonscrites, qui donnent souvent suite à des points à régler spécifiques à des sites particuliers. Le personnel de la CCSN examine également les rapports d'analyse de la sûreté et les études de fiabilité des systèmes de sûreté qui sont soumis conformément au document S-99.

En outre, le personnel de la CCSN examine et approuve certains changements opérationnels et d'autres changements apportés à des éléments du fondement d'autorisation (voir l'alinéa 7.2(ii)d)). Il vérifie que les changements proposés sont conformes au fondement

d'autorisation (p. ex. en confirmant qu'ils ne réduisent pas de manière importante la marge de sûreté de la centrale convenue au moment de délivrer le permis).

Les permis que la CCSN a délivrés pour l'exploitation des centrales nucléaires actuelles comprennent une ou plusieurs conditions régissant la vérification de la sûreté effectuée par le titulaire de permis par l'entremise de différents programmes en matière d'aptitude fonctionnelle. Les programmes des titulaires de permis comprennent des essais (voir l'alinéa 14(ii)a)) et différents programmes de gestion du vieillissement pour tenir compte de systèmes critiques spécifiques et des mécanismes de vieillissement (voir l'alinéa 14(ii)b)).

14(ii)a) Les essais – généralités

Les permis d'exploitation de centrale nucléaire au Canada citent le document S-98 de la CCSN, *Programmes de fiabilité pour les centrales nucléaires* qui énonce des exigences globales relatives aux programmes de fiabilité des systèmes importants pour la sûreté. Ce document couvre les rôles que jouent les inspections, les essais, la modélisation et la surveillance dans le processus de détermination des systèmes importants pour la sûreté, de leurs modes de défaillance et d'objectifs de fiabilité appropriés pour eux, et dans le processus de confirmation que ces objectifs sont atteints (pour plus de renseignements, voir l'alinéa 19 (iii)). Les permis d'exploitation citent également plusieurs autres normes qui énoncent de nombreuses exigences à l'égard des essais des systèmes et composants liés à la sûreté. Par exemple, les normes suivantes de la CSA, qui sont citées dans les permis d'exploitation, énoncent des exigences ayant trait aux essais :

- *Inspections périodiques des composants des centrales nucléaires CANDU* (N285.4)
- *Inspection périodique des composants de confinement des centrales nucléaires CANDU* (N285.5)
- *Exigences relatives à la mise à l'essai et à la vérification, en cours d'exploitation, des enceintes de confinement en béton des centrales nucléaires CANDU* (N287.7)

Tel que décrit au prochain alinéa, les titulaires de permis mettent en œuvre des programmes d'inspections périodiques pour les composants et systèmes critiques. Plusieurs autres normes de la CSA qui ne sont pas citées dans les permis d'exploitation de centrale nucléaire contiennent également des exigences spécifiques en matière d'essai. Les systèmes de gestion, les politiques ainsi que les programmes et procédures d'exploitation en place aux centrales nucléaires tiennent compte des différentes exigences relatives aux essais.

Des milliers d'essais liés à la sûreté sont effectués chaque année à chacune des centrales nucléaires. Le taux de réussite des essais est habituellement de l'ordre de 99,9 %. L'alinéa 19(iii) couvre également les essais effectués pour confirmer la disponibilité et l'aptitude fonctionnelle des systèmes de sûreté et des systèmes liés à la sûreté.

14(ii)b) Gestion du vieillissement

Toutes les centrales nucléaires font face à des problèmes de détérioration des matériaux. Pendant l'exploitation, les SSC sont soumis à des mécanismes variés de nature chimique, mécanique ou physique. Au fil du temps, les facteurs de stress comme la corrosion, les variations de la charge, les conditions d'écoulement, la température et l'irradiation neutron entraînent la détérioration des matériaux et de l'équipement. Ce type de détérioration est appelé vieillissement. La gestion du vieillissement est l'ensemble des mesures d'ingénierie, d'exploitation et d'entretien ainsi que les

inspections effectuées afin de contrôler à l'intérieur de limites acceptables les effets du vieillissement et le taux auquel les SSC deviennent obsolètes au fil du temps ou à l'usage.

L'expérience accumulée des nombreux mécanismes de détérioration importants observés au cours de la vie des centrales nucléaires présentement en exploitation au Canada a mené à l'élaboration d'un nombre de programmes de gestion du vieillissement qui ont été documentés et officialisés. Ces programmes tiennent compte des techniques et des intervalles pour l'inspection et l'évaluation des matériaux et pièces d'équipement afin de s'assurer que tous les systèmes, structures et composants importants pour la sûreté continuent d'être conformes aux limites d'exploitation sûre prévues dans les codes et normes pertinents. Les programmes de gestion du vieillissement reposent sur des méthodes exhaustives comprenant les éléments suivants : la surveillance, le suivi de la condition des systèmes et la préparation de rapports à cet effet, les inspections par des personnes accréditées et l'entretien préventif. Ces programmes sont revus régulièrement et mis à jour au besoin pour tenir compte et ajouter les nouvelles informations et constatations. Le personnel de la CCSN examine régulièrement les résultats des activités effectuées dans le cadre des programmes de gestion du vieillissement.

Les principaux domaines que couvre la gestion du vieillissement sont : la détérioration du circuit caloporteur primaire, les tuyaux d'alimentation, le cycle de vie des canaux de combustible, la corrosion accélérée par l'écoulement, les générateurs de vapeur, le confinement et le remplacement des composants en général. Les programmes de base de gestion du vieillissement dans ces domaines sont décrits à l'annexe 14(ii)b). Le projet de gestion du cycle de vie des canaux de combustible est particulièrement important parce que ses résultats contribuent à confirmer que la poursuite de l'exploitation des centrales nucléaires demeure sûre au fur et à mesure qu'elles approchent la fin de leur durée de vie prévue, les canaux de combustible étant habituellement le composant majeur limitant la durée de vie dans le cas des centrales de conception CANDU.

Les exigences en matière d'inspection périodique des composants des enveloppes sous pression nucléaires, des composants du confinement et des enceintes de confinement sont définies dans les permis d'exploitation de centrale nucléaire en faisant des renvois aux normes N285.4, N285.5 et N287.7 de la CCSN qui énoncent les exigences minimales d'inspection ainsi que leurs critères d'acceptation pour les composants et les structures visés.

La CCSN a publié au cours de la période de référence le document RD-334, *Gestion du vieillissement des centrales nucléaires* afin de préciser les exigences réglementaires en matière de gestion du vieillissement. Ces exigences correspondent à l'orientation fournie dans le guide de sûreté NS-G-2.12 de l'AIEA, *Ageing management for Nuclear Power Plants*. Le document RD-334 fait valoir l'importance de tenir compte de la gestion du vieillissement des centrales nucléaires tôt et de manière proactive dans chacune des étapes de leur cycle de vie : conception, fabrication, construction, mise en service, exploitation, prolongation de la durée de vie et déclassement. Il contient également des exigences à l'égard de l'élaboration, de la mise en œuvre et de l'amélioration de programmes intégrés de gestion du vieillissement, en appliquant une approche systématique et intégrée. Une telle approche couvre les dispositions organisationnelles, la gestion des données, la sélection des SSC, les processus d'évaluation du vieillissement et de l'état des SSC, les documents et les interfaces avec d'autres éléments à l'appui du programme, dont le processus d'examen et d'amélioration de celui-ci.

Au cours de la période de référence, les titulaires de permis de centrale nucléaire ont commencé à réviser, au besoin, leurs programmes de gestion du vieillissement afin de se conformer aux exigences du document RD-334. La CCSN a commencé à inclure le document RD-334 dans les permis d'exploitation de centrale nucléaire au moment de leur renouvellement.

La CCSN a également mis en vigueur une nouvelle condition de permis exigeant que les titulaires de permis élaborent des programmes d'inspection pour effectuer la surveillance de l'état des structures et composants des enveloppes sous pression de la partie conventionnelle de la centrale qui sont importants pour la sûreté (les structures de l'enceinte de confinement sont couvertes par des exigences distinctes du permis). Les entreprises du secteur nucléaire et la CCSN travaillent de concert à l'élaboration d'une norme de la CSA qui définira les exigences minimales relatives à l'inspection périodique des composants des enveloppes sous pression de la partie conventionnelle de la centrale. Il est prévu que cette norme sera publiée en 2014.

Article 15 – Radioprotection

Chaque Partie contractante prend les mesures appropriées pour que, dans toutes les conditions normales de fonctionnement, l'exposition aux rayonnements ionisants des travailleurs et du public due à une installation nucléaire soit maintenue au niveau le plus bas qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre et qu'aucun individu ne soit exposé à des doses de rayonnement qui dépassent les limites de dose prescrites au niveau national.

Tel que décrit à l'appendice E, le Canada parraine un programme important de R-D en matière de sûreté nucléaire. Une partie importante des activités de R-D traite des domaines suivants : la radioprotection, la surveillance du rayonnement, la protection de l'environnement, la gestion de l'environnement ainsi que d'autres sujets connexes.

15a) Exigences et activités de nature générale relatives à la radioprotection des travailleurs et du public et à la protection de l'environnement

Au Canada, le *Règlement général sur la sûreté et la réglementation nucléaires* stipule des exigences de haut niveau relatives au contrôle de l'exposition au rayonnement des travailleurs du secteur nucléaire et des membres du public, ainsi qu'à la protection des personnes et de l'environnement en contrôlant les rejets de substances nucléaires et de substances dangereuses. Le paragraphe 12(1)c) exige que chaque titulaire de permis prenne toutes les précautions raisonnables pour protéger l'environnement et préserver la santé et la sécurité des personnes. Le paragraphe 12(1)e) exige de toute personne se trouvant sur les lieux de l'activité autorisée qu'elle utilise l'équipement, les appareils et les vêtements et qu'elle suive les procédures conformément à la LSRN, à ses règlements et au permis. Enfin, le paragraphe 12(1)f) exige que chaque titulaire de permis prenne toutes les précautions raisonnables pour contrôler le rejet de substances nucléaires radioactives et de substances dangereuses que l'activité autorisée peut entraîner là où elle est exercée et dans l'environnement.

La section 4 du *Règlement sur la radioprotection* exige que chaque titulaire de permis mette en œuvre un programme de radioprotection et, dans le cadre de ce programme, maintienne le degré d'exposition aux produits de filiation du radon ainsi que la dose efficace et la dose équivalente qui sont reçues par la personne, et engagées à son égard, au niveau le plus bas qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre (ALARA), compte tenu des facteurs économiques et sociaux.

En outre, la section 13 du *Règlement sur la radioprotection* exige que chaque titulaire de permis veille à ce que les limites de dose efficaces suivantes soient respectées :

- pour les travailleurs du secteur nucléaire : 50 mSv par année et 100 mSv par période de 5 ans
- pour les travailleuses enceintes du secteur nucléaire : 4 mSv au cours du reste de la grossesse
- pour les personnes qui ne sont pas des travailleurs du secteur nucléaire (c'est-à-dire le public) : 1 mSv par année

Les limites de dose dans le *Règlement sur la radioprotection* sont entrées en vigueur en 2000 et sont en grande partie fondées sur le document 60 de la Commission internationale de protection radiologique (CIPR) publié en 1991.

L'alinéa 3(1)f) du *Règlement général sur la sûreté et la réglementation nucléaires* exige qu'une demande de permis comprenne tout seuil d'intervention proposé. Tel que défini au paragraphe 6(1) du *Règlement sur la radioprotection*, un seuil d'intervention s'entend d'une dose de rayonnement déterminée ou de tout autre paramètre qui, lorsqu'il est atteint, peut dénoter une perte de contrôle d'une partie du programme de radioprotection du titulaire de permis et rend nécessaire la prise de mesures particulières. Lorsqu'un seuil d'intervention est atteint, le titulaire de permis doit en faire part à la CCSN, mener une enquête pour en établir les causes et, lorsque cela s'avère approprié, déterminer et prendre des mesures pour rétablir l'efficacité du programme de radioprotection. Les permis d'exploitation de centrale nucléaire citent en renvoi le document S-99 de la CCSN, *Rapports à soumettre par les exploitants de centrales nucléaires*, qui stipule que les titulaires de permis doivent soumettre un rapport à la CCSN dans les 45 jours qui suivent l'atteinte d'un seuil d'intervention. Ces rapports doivent décrire les résultats de l'enquête et les mesures prises pour rétablir l'efficacité du programme de radioprotection, lister les renseignements manquants et décrire comment et quand ils seront fournis à la CCSN.

L'annexe 15a) fournit des renseignements supplémentaires sur le *Règlement sur la radioprotection*, les exigences de dosimétrie et les lignes directrices relatives au principe ALARA et à la détermination des seuils d'intervention. La possibilité de modifier le *Règlement sur la radioprotection* afin de prendre en compte des leçons tirées de l'accident de Fukushima ayant trait aux doses pouvant être reçues durant les différentes phases d'une urgence est traitée à l'alinéa 16.1a).

Le document P-223 de la CCSN, *Protection de l'environnement*, décrit les principes et les facteurs qui guident la CCSN dans ses activités de réglementation du développement, de la production et de l'utilisation de l'énergie nucléaire ainsi que de la production, de la possession et de l'utilisation des substances nucléaires, de l'équipement réglementé et des renseignements réglementés afin que le niveau de risque inhérent à ces activités pour l'environnement demeure acceptable et que ces activités soient exercées en conformité avec les politiques, lois et règlements canadiens en matière d'environnement ainsi qu'avec les obligations internationales que le Canada a assumées dans ce domaine. Le document P-223 stipule que les titulaires de permis devraient prévenir tout risque indu à l'environnement en appliquant le principe ALARA à tous les rejets.

Le document S-296 de la CCSN, *Politiques, programmes et procédures de protection de l'environnement aux installations nucléaires de catégorie I et aux mines et usines de concentration d'uranium* stipule que la mise en œuvre d'un ensemble intégré d'activités documentées (un système de gestion de l'environnement) constitue le moyen de protéger de façon adéquate l'environnement dans le cas des installations nucléaires de catégorie I et des mines et usines de concentration d'uranium. À la fin de la période de référence, le document S-296 avait été inclus aux permis d'exploitation de toutes les centrales nucléaires au Canada.

Afin de respecter les exigences pertinentes en matière de radioprotection et de protection de l'environnement, les titulaires de permis de centrale nucléaire au Canada mettent en place, administrent et documentent des programmes en vue de gérer et d'atténuer efficacement les risques radiologiques auxquels l'exploitation des centrales nucléaires expose les travailleurs et

les membres du public ainsi que l'environnement. Ces programmes ont pour objectif de s'assurer que :

- les risques auxquels la population est exposée sont faibles par rapport à ceux auxquels elle est normalement exposée en raison d'autres activités industrielles
- les travailleurs ne sont exposés qu'à de faibles risques radiologiques, qui leur auront été expliqués et auxquels ils auront consenti à être exposés

Plus précisément, afin de s'assurer que les expositions au rayonnement des travailleurs sont conformes au principe ALARA, les titulaires de permis doivent mettre en œuvre des processus visant :

- le contrôle des pratiques de travail par la direction
- la formation et la qualification du personnel
- l'atténuation de l'exposition au rayonnement des travailleurs et du public
- la planification pour faire face aux situations inhabituelles

L'annexe 17(iii) a donné un exemple de mesures prises par un titulaire de permis pour protéger l'environnement (une diminution du taux de mortalité des poissons par effet d'impaction et d'entraînement).

Pour vérifier la conformité aux exigences des permis et des règlements de la CCSN, le personnel de la CCSN examine les documents et les rapports opérationnels soumis par les titulaires de permis et évalue la mise en œuvre de leurs programmes de radioprotection et de protection de l'environnement par l'entremise d'examen documentaires et d'inspections aux sites.

De plus, le personnel de la CCSN :

- surveille et évalue les conséquences radiologiques et environnementales des activités autorisées
- examine les documents et les demandes soumises par les titulaires de permis
- évalue les installations des demandeurs de permis de service de dosimétrie

Dans les cas d'événement (rapportés conformément au document S-99) comportant une exposition réelle ou possible au rayonnement ou à des substances dangereuses, le personnel de la CCSN examine les processus suivis pour en effectuer l'analyse et préparer les rapports afin de confirmer que les exigences réglementaires sont satisfaites et que les mesures correctives prises par les titulaires de permis sont efficaces. Le personnel de la CCSN fait également sa propre enquête dans les cas d'événement important.

15b) Radioprotection des travailleurs et application du principe ALARA

Stratégie visant à minimiser les doses aux travailleurs

Pour réduire au minimum les doses des travailleurs, les titulaires de permis appliquent des stratégies ALARA exhaustives. Les paragraphes qui suivent donnent des exemples des trois stratégies distinctes adoptées par les titulaires de permis pour minimiser les doses des travailleurs : les permis d'exposition, la diminution de la concentration du tritium dans l'air et la réduction de la valeur des termes sources (c'est-à-dire les points chauds).

Les **permis d'exposition radiologique** indiquent les limites d'exposition spécifiques aux tâches à accomplir pour chacun des nouveaux travaux radiologiques planifiés. Les limites d'exposition pour des tâches données sont déterminées en effectuant des évaluations de l'environnement de

travail avant les travaux afin de déceler les risques radiologiques et en se référant à l'OPEX. Les sections aux centrales nucléaires chargées de la planification visant le respect du principe ALARA évaluent les limites d'exposition spécifiques aux tâches pour s'assurer qu'elles se conforment à ce principe avant que les permis d'exposition radiologique ne soient préparés et approuvés. Les questions de radioprotection sont examinées avant que le travail ne soit effectué et elles sont abordées lors de la séance d'information avant les travaux.

Les permis d'exposition radiologique aident à réduire les doses en rendant possible le suivi de celles-ci pour chacune des tâches, permettant ainsi de déterminer et communiquer les **difficultés en matière de radioprotection** au cours de séances d'information préalables aux travaux. Cette stratégie permet de réduire la probabilité d'expositions imprévues allant au-delà des niveaux nécessitant une enquête établis au préalable et également, de faciliter les bilans ALARA postérieurs aux tâches très dangereuses ou assorties de très fortes doses.

Différentes mesures ont été prises pour réduire les doses aux travailleurs attribuables à l'exposition au tritium et pour leur donner une formation sur les dangers liés au tritium. Ces mesures comprennent le remplacement plus fréquent du produit dessiccant dans les appareils de dessiccation et l'amélioration de l'état physique du système de dessiccation. Certains titulaires de permis ont également installé un déshumidificateur à la prise d'air des bâtiments du réacteur et des appareils de mesure du tritium et d'alarme dans les zones à risque. Certains titulaires de permis effectuent aussi la détritiation des stocks d'eau lourde. Pour réduire davantage l'exposition au tritium, certains titulaires de permis renforcent également le besoin de brancher les habits ventilés à toutes les occasions qui se présentent afin de les remplir d'air frais (limitant ainsi à 60 secondes la durée pendant laquelle ils ne sont pas branchés).

Les **points chauds**, qui peuvent augmenter le champ de rayonnement ambiant et qui contribuent aux doses de rayonnement, sont repérés et des écrans sont mis en place pour s'en protéger. En outre, les titulaires de permis s'efforcent de réduire la récurrence des points chauds en réduisant la taille des pores des filtres ou en augmentant le débit du système de purification du circuit caloporteur primaire.

Chaque année, les titulaires de permis établissent des objectifs ambitieux à l'égard du rendement au chapitre des doses de rayonnement, qui sont semblables aux contraintes recommandées dans le guide de sûreté NS-G-2.7 de l'AIEA, *La radioprotection et la gestion des déchets pendant l'exploitation de centrales nucléaires*. Ces objectifs tiennent compte des activités et des arrêts prévus au cours de l'année. Ils varient donc d'une année à l'autre.

Doses des travailleurs et évaluation par la CCSN des programmes de radioprotection à leur intention

Au cours de la période de référence, les doses aux travailleurs ont été inférieures aux limites réglementaires (l'annexe 15b) donne sous forme de tableaux et décrit les doses reçues par les travailleurs aux centrales nucléaires au Canada). Pendant la même période, la dose collective à ces centrales a varié à cause d'un nombre de facteurs dont :

- les débits de dose liés aux types de travaux en cours
- le nombre d'arrêts par année
- l'ampleur et la durée des travaux en temps d'arrêt
- le nombre de personnes participant aux travaux en temps d'arrêt

Le cinquième rapport du Canada sur la Convention décrivait un événement important, survenu en 2009 à la tranche 1 de la centrale de Bruce-A, qui avait entraîné des niveaux élevés de contamination atmosphérique alpha pendant les travaux de réfection et l'exposition possible d'un grand nombre de travailleurs. La CCSN a conclu à ce moment-là que Bruce Power avait pris des mesures appropriées pour confiner la contamination et préserver la santé et la sécurité des travailleurs. Il a aussi été déterminé que cet événement n'avait entraîné aucun risque pour le public et l'environnement. Le titulaire de permis a retenu les services d'une tierce personne indépendante pour l'aider à résoudre les questions soulevées par cet événement et pour examiner la façon dont il avait agi dans les circonstances. Un sommaire des activités qui ont fait suite à cet événement est fourni à l'annexe 15b).

Le rendement des titulaires de permis dans le domaine de sûreté et de réglementation « Radioprotection » à chacune des centrales nucléaires en exploitation est décrit chaque année dans le rapport intitulé *Évaluation intégrée en matière de sûreté des centrales nucléaires au Canada par le personnel de la CCSN*. Ce DSR couvre les aspects de la radioprotection concernant les travailleurs, la radioprotection du public faisant partie d'un autre domaine de sûreté et de réglementation (« Protection de l'environnement » décrit ci-après). Au cours de la période de référence, le rendement de tous les titulaires de permis était satisfaisant dans le domaine de la radioprotection. La définition complète de ce DSR et les cotes de rendement attribuées aux titulaires de permis au cours de la période de référence sont données respectivement aux tableaux F.1 et F.2 de l'appendice F.

15c) Protection et surveillance radiologique de l'environnement

Programmes de contrôle et de surveillance des rejets radiologiques

Les matières radioactives rejetées dans l'environnement par le biais des effluents gazeux et liquides des centrales nucléaires peuvent entraîner des doses aux membres du public par les voies d'exposition dans l'environnement. Les doses reçues par le public attribuables aux rejets réguliers des centrales nucléaires sont trop faibles pour être mesurées directement. Par conséquent, afin de s'assurer de ne pas dépasser la limite de dose pour le public, la CCSN restreint la quantité de matières radioactives que les titulaires de permis peuvent relâcher. Les limites de cette quantité, appelées « limites opérationnelles dérivées » (LOD), sont fondées sur la limite de la dose au public de 1 mSv. Une LOD pour un radionucléide ou un groupe de radionucléides donné est une limite de rejet dans les effluents à l'égard d'une voie de rejet particulière et d'une centrale particulière. Si le total des rejets enregistrés dans chacun des effluents, exprimé en % de leur LOD respective, excède 100 %, la dose reçue par les membres du public les plus exposés pourrait dépasser la limite de dose correspondante au cours de l'année civile. L'expression « membres du public les plus exposés » signifie les personnes qui reçoivent les doses les plus élevées à cause d'une source de rejet donnée en raison de facteurs tels que leur proximité à l'endroit du rejet, leurs habitudes au niveau de l'alimentation et du comportement, leur âge et leur métabolisme ainsi que les fluctuations des conditions environnementales.

Le calcul des LOD est fondé sur la méthode prescrite dans le document N288.1 de la CSA, *Guidelines for Calculating Derived Release Limits for Radioactive Material*. La CCSN a commencé au cours de la période de référence d'inclure ce document N288.1 aux permis actuels d'exploitation de centrale nucléaire. Les LOD sont également fondées sur d'autres considérations en matière de radioprotection (p. ex. les facteurs de conversion des doses de la CIPR). Les LOD

sont propres à chacune des installations, leurs valeurs varient et elles dépendent de plusieurs facteurs (hypothèses formulées, caractéristiques des personnes représentatives, données spécifiques au site, etc.). Les calculs des LOD peuvent être très simples comme excessivement complexes. Par conséquent, les LOD devraient être examinées et, si nécessaire, révisées approximativement tous les cinq ans.

Les titulaires de permis établissent des seuils d'intervention à des valeurs bien inférieures aux LOD. Ces seuils sont fondés sur le principe ALARA et sont propres à chaque installation, selon des facteurs particuliers à chacune. Le dépassement d'un de ces seuils constitue possiblement une indication d'une dégradation des systèmes de régulation, permettant ainsi de prendre promptement des mesures correctives. Cette façon de faire permet aux titulaires de permis de maintenir les rejets, tant gazeux que liquides, à un niveau bien inférieur à leurs LOD respectives.

Les titulaires de permis de centrale nucléaire au Canada ont établi divers programmes en vue de contrôler et de surveiller les répercussions de leur exploitation sur la santé de personnes et sur l'environnement. Ils surveillent les rejets de tritium, d'iode, de gaz rares, de carbone-14 et de particules dans les effluents gazeux, ainsi que les rejets de tritium, de carbone-14 et de radioactivité brute beta-gamma dans les effluents liquides.

Les tableaux de l'annexe 15c) présentent les rejets radioactifs dans les effluents gazeux et liquides des centrales nucléaires de 2010 à 2012. Au cours de la période de référence, les rejets des centrales nucléaires ont été maintenus inférieurs à 1 % des LOD dans la plupart des cas. Au cours des années 2010 à 2012, aucun dépassement d'un seuil d'intervention environnemental n'a été rapporté.

En plus de mesurer directement les rejets de substances radioactives provenant des centrales nucléaires, les titulaires de permis ont mis en place des programmes de surveillance radiologique de l'environnement autour des installations afin de mesurer la radioactivité dans l'air, dans l'eau et dans les produits de la chaîne alimentaire. Les quatre objectifs de ces programmes de surveillance de l'environnement sont :

- confirmer que les rejets de substances radioactives, d'un nucléide particulier ou d'un groupe de nucléides, sont inférieurs aux LOD
- vérifier que les hypothèses faites pour calculer les LOD des centrales demeurent valables
- évaluer les doses reçues, causées par les rejets, par les membres du groupe critique de la population
- cumuler des données afin de contribuer à l'élaboration et l'évaluation de modèles pouvant décrire adéquatement la dispersion des radionucléides dans l'environnement

Le Réseau national de surveillance radiologique, mis sur pied par Santé Canada, permet de fournir aux Canadiens des évaluations plus précises des effets sur la santé attribuables aux niveaux de radioactivité ayant cours près des centrales nucléaires dans des conditions normales ou lors d'accidents nucléaires. Le réseau en place aujourd'hui regroupe 34 stations de surveillance du rayonnement gamma ambiant, 26 stations de surveillance des aérosols radioactifs et 15 stations de surveillance du tritium dans l'atmosphère. Certaines de ces stations effectuent en outre des prélèvements d'eau potable et de lait (pour plus de renseignements, voir le *Rapport national du Canada pour la deuxième réunion extraordinaire de la Convention sur la sûreté nucléaire*). Par ailleurs, en Ontario, le Service de radioprotection du ministère provincial du Travail surveille également les conditions radiologiques de l'environnement.

Rejets de substances radioactives

En plus de réglementer le contrôle des rejets radioactifs dans les effluents, la CCSN exige également des titulaires de permis qu'ils contrôlent et surveillent les rejets de substances dangereuses provenant de leurs installations. Les titulaires de permis surveillent ces rejets conformément aux différents règlements locaux, provinciaux et fédéraux applicables ainsi qu'aux règlements, politiques et guides de la CCSN.

Évaluation par la CCSN des programmes de protection de l'environnement

Le rendement des titulaires de permis dans le domaine de sûreté et de réglementation « Protection de l'environnement » est évalué chaque année à chacune des centrales nucléaires et décrit dans le rapport intitulé *Évaluation intégrée en matière de sûreté des centrales nucléaires au Canada par le personnel de la CCSN*. Ce DSR comprend l'exposition du public et de l'environnement à des substances radioactives et dangereuses. Au cours de la période de référence, tous les titulaires de permis ont démontré un rendement satisfaisant dans ce DSR. La définition complète de ce domaine et les cotes de rendement attribuées aux titulaires de permis au cours de la période de référence sont données respectivement aux tableaux F.1 et F.2 de l'appendice F.

Article 16 – État de la préparation aux urgences

1. Chaque Partie contractante prend les mesures appropriées afin qu'il existe, pour les installations nucléaires, des plans d'urgence internes et externes qui soient testés périodiquement et qui couvrent les actions à mener en cas de situation d'urgence. Pour toute installation nucléaire nouvelle, de tels plans sont élaborés et testés avant qu'elle ne commence à fonctionner au-dessus d'un bas niveau de puissance approuvé par l'organisme de réglementation.
2. Chaque Partie contractante prend les mesures appropriées pour que, dans la mesure où elles sont susceptibles d'être affectées par une situation d'urgence radiologique, sa propre population et les autorités compétentes des États avoisinant l'installation nucléaire reçoivent des informations appropriées aux fins des plans et des interventions d'urgence.
3. Les Parties contractantes qui n'ont pas d'installation nucléaire sur leur territoire, dans la mesure où elles sont susceptibles d'être affectées en cas de situation d'urgence radiologique dans une installation nucléaire voisine, prennent les mesures appropriées afin d'élaborer et de tester des plans d'urgence pour leur territoire qui englobent les mesures à prendre en cas de situation d'urgence de cette nature.

16.1 Plans et programmes d'urgence**16.1a) Responsabilités globales des titulaires de permis, de l'organisme de réglementation et d'autres autorités**

Au Canada, les titulaires de permis d'installations nucléaires sont responsables de la planification, de la préparation et des interventions en ce qui trait aux situations d'urgence sur le site. Ces situations sont celles qui se produisent à l'intérieur des limites physiques d'une centrale nucléaire canadienne.

Les situations d'urgence hors site sont celles qui ont des répercussions à l'extérieur des limites physiques d'une centrale nucléaire canadienne. Si un accident à une centrale nucléaire peut possiblement entraîner des conséquences hors site, la réponse hors site suivrait un processus à plusieurs paliers auquel les parties suivantes participeraient :

- le titulaire de permis
- le gouvernement municipal
- le gouvernement de la province ou du territoire
- le gouvernement fédéral

Les responsabilités des gouvernements provinciaux couvrent les aspects suivants :

- la préservation de la santé et de la sécurité des personnes et la protection des biens et de l'environnement
- l'adoption de lois nécessaires pour permettre à la province d'assumer sa part de responsabilité à l'égard de la sécurité du public
- la préparation de plans et procédures d'urgence et l'encadrement des municipalités désignées à faire de même

- la gestion des interventions hors site en appuyant et coordonnant les organisations ayant des responsabilités en cas d'urgence nucléaire
- la coordination du soutien assuré par la centrale nucléaire visée et par le gouvernement du Canada, tant au cours de la préparation aux urgences nucléaires que durant les interventions

Dans les situations pouvant entraîner des conséquences hors site, y compris les incidents dont les effets se font sentir au-delà des frontières provinciales et/ou nationales, le soutien et l'intervention du gouvernement fédéral sont requis pour remplir les responsabilités de compétence fédérale. De même, le gouvernement fédéral doit coordonner les interventions d'organismes fédéraux en soutien aux provinces, lorsqu'une d'elles en fait la demande. Certaines provinces ont déjà signé des ententes avec le gouvernement fédéral prévoyant l'apport d'un soutien technique de nature particulière. Les responsabilités du gouvernement fédéral comprennent le soutien aux provinces et aux territoires dans leurs efforts en réponse aux urgences nucléaires et elles couvrent également un large éventail de mesures d'urgence et d'intervention afin de prévenir les accidents, les déversements et les situations anormales et d'urgence ou de les éliminer ou, le cas échéant, d'apporter les corrections qui s'imposent. Les responsabilités du gouvernement fédéral englobent aussi les domaines suivants :

- la liaison avec la communauté internationale
- la liaison avec les missions diplomatiques étrangères au Canada
- la prestation d'aide aux Canadiens à l'étranger
- la coordination des interventions canadiennes en cas d'urgence nucléaire dans un pays étranger

Sécurité publique Canada a été créé en 2003 afin d'assurer la coordination des activités de tous les ministères et organismes fédéraux ayant des responsabilités à l'égard de la sécurité nationale et de la sécurité des Canadiens. Il est responsable de la coordination de la réponse globale du gouvernement fédéral en appui aux provinces en cas d'urgence, y compris les situations d'urgence nucléaire. En 2007, le gouvernement du Canada a remplacé l'ancienne *Loi sur la protection civile* par une autre plus moderne, la *Loi sur la gestion des urgences* (LGU). La LGU établit le fondement légal des tâches des différents ministères du gouvernement fédéral et de leurs agences respectives, ainsi que des politiques globales servant de directives à leur intention. Elle élargit la portée des activités en matière de préparation aux urgences au niveau fédéral pour couvrir les quatre piliers de la gestion des urgences, soit l'atténuation, la préparation, l'intervention et le rétablissement.

Sécurité publique Canada est l'autorité première en ce qui a trait au plan fédéral d'intervention d'urgence (PFIU). Santé Canada est l'autorité première en ce qui concerne le Plan fédéral en cas d'urgence nucléaire (PFUN) et elle assume également des responsabilités en matière de radioprotection. Santé Canada administre un comité de gestion des urgences nucléaires fédéral-provincial et un autre interministériel au niveau fédéral.

Les autres organisations fédérales ayant des responsabilités en matière de préparation aux urgences nucléaires et d'intervention dans de tels cas comprennent la CCSN, Transports Canada, Environnement Canada et RNCAN. Cette dernière est chargée de fournir des services d'urgence de cartographie et de surveillance du rayonnement, de fournir des conseils sur les politiques, et de coordonner les interventions fédérales en matière de responsabilité nucléaire. Transports Canada est responsable de la direction des opérations du Centre canadien d'urgence transport.

Sur la scène internationale, Santé Canada et la CCSN agissent à titre d'autorité compétente nationale auprès de l'AIEA. Environnement Canada joue le rôle d'un Centre météorologique spécialisé auprès de l'Organisation météorologique mondiale et fournit des services de modélisation de l'atmosphère à l'AIEA dans le cadre de ses fonctions d'intervention en cas d'urgence. L'Agence de la santé publique du Canada est l'autorité nationale en ce qui concerne la soumission de rapports à l'Organisation mondiale de la santé conformément au Règlement sanitaire international.

Réponse à l'accident de Fukushima – préparation aux urgences, vue globale

En réponse à l'accident de Fukushima, plusieurs organisations fédérales dont la CCSN, Santé Canada, Sécurité publique Canada et le ministère des Affaires étrangères, Commerce et Développement ont effectué des examens pour déterminer les leçons pouvant en être tirées et les étapes suivantes. Le Groupe de travail de la CCSN sur Fukushima a préparé le document *Critères d'examen de la sûreté des centrales nucléaires* afin d'offrir une orientation pour l'évaluation de non seulement les mesures de préparation aux urgences mises en œuvre par les titulaires de permis mais également des mesures prises par d'autres autorités clés en matière de préparation aux urgences, dont les provinces et différents ministères du gouvernement fédéral. Sécurité publique Canada a également préparé un rapport intitulé *Rapport post-accident* qui couvrait l'ensemble du gouvernement ainsi qu'un autre document intitulé *Matrice du processus d'amélioration des capacités* afin de faire le suivi de toutes les questions soulevées au cours de l'accident, de proposer des recommandations et des mesures correctives et de faire ressortir les meilleures pratiques.

Les différents examens des leçons tirées comprennent des consultations entre les organisations pertinentes afin d'aider à résoudre certaines questions liées à la préparation aux urgences au Canada. Le présent alinéa décrit de façon globale la réponse à l'accident de Fukushima et les constatations qui s'appliquent à plusieurs organisations et plusieurs autorités compétentes. Des constatations plus spécifiques et s'appliquant à une seule organisation ou une seule autorité compétente sont décrites dans d'autres alinéas tout au long de cet article.

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. Dans l'ensemble, la collaboration entre les diverses organisations est bonne, c'est-à-dire que tous les participants travaillent ensemble afin de s'assurer que la sécurité du public et l'environnement seront protégés en cas d'événements graves. De plus, les éléments de soutien hors site des plans d'urgence des titulaires de permis sont mis en œuvre adéquatement et font l'objet d'essais réguliers par l'entremise de manœuvres et d'exercices. En conclusion, il n'existe pas de lacunes importantes dans la préparation aux urgences, c'est-à-dire qu'on n'a relevé aucun problème qui mérite une attention immédiate de la part des centrales nucléaires, des autorités municipales, des autorités provinciales ou des autorités fédérales.

Au fur et à mesure que des leçons relatives à la préparation aux urgences étaient tirées de l'accident de Fukushima, les titulaires de permis de centrale nucléaire et différentes organismes d'intervention en cas d'urgence ont participé à plusieurs ateliers de travail afin de cerner et d'examiner les domaines nécessitant des améliorations. Par exemple, le COG a organisé trois ateliers de travail au cours de la période de référence auxquels ont participé des titulaires de permis de centrale nucléaire et des organismes gouvernementaux et non gouvernementaux qui

seraient appelés à jouer des rôles clés en réponse à des urgences nucléaires. Le troisième atelier comprenait un exercice simulé portant une attention particulière sur les événements qui surviendraient à l'extérieur du périmètre du site d'une centrale nucléaire lors d'une urgence nucléaire.

Parmi les leçons tirées et les conclusions qui sont ressorties des différents examens, on remarque des questions qui devraient être prises en compte par des organismes de préparation aux urgences à plusieurs niveaux. L'écart qui existe entre la surveillance de la préparation aux urgences hors site en comparaison à celle effectuée dans le cas de la préparation aux urgences sur les sites était une telle question.

Le Groupe de travail de la CCSN sur Fukushima a constaté que 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, tant pour les plans et procédures d'intervention en cas d'urgence des titulaires de permis que pour ceux des organismes hors site. Pendant les phases « planification » et « préparation » de la gestion des urgences, tous les titulaires de permis travaillent en étroite collaboration avec leurs partenaires en cas 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 l'entremise de fonctions d'information coordonnées pour fournir au public et aux médias des informations sur l'état de la crise et d'autres renseignements pertinents. Pendant des exercices d'urgence coordonnés, on a pu constater une coordination efficace des communications entre les titulaires de permis et les autorités hors site en ce qui a trait à la prise de décisions et aux relations avec le public et les médias.

Les titulaires de permis de centrale nucléaire doivent présenter leurs plans d'urgence sur le site à la CCSN dans le cadre du processus de demande et de renouvellement de permis. Les plans et programmes d'urgence sur le site des titulaires de permis et leur rendement entrent dans le cadre du processus de surveillance réglementaire de la CCSN (pour plus de renseignements, voir l'alinéa 16.1b)). Cependant, 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 (bien que la CCSN ait toujours considéré l'état de préparation des autorités hors site lors de l'examen des demandes de permis). Le *Plan d'action de la CCSN* comprend une mesure enjoignant celle-ci à entreprendre un projet visant à modifier le *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I* dans le but d'exiger que les titulaires de permis présentent à la CCSN les plans d'urgence hors site applicables aux niveaux provincial et municipal, de même que des renseignements démontrant comment ils satisfont aux exigences de ces plans, dans le cadre du processus de demande de permis ou de renouvellement de permis. À des fins de consultation officielle, la CCSN prévoit afficher à l'automne 2013, dans la Partie I de la *Gazette du Canada*, les modifications qu'elle propose apporter.

Reconnaissant que la préparation aux urgences relève à la fois des titulaires de permis et des municipalités et des provinces d'accueil, le Groupe de travail a constaté qu'il faut mettre en place un processus national officiel de surveillance portant sur les plans et programmes d'intervention hors site en cas d'urgence nucléaire, ainsi que sur leur rendement. Bien qu'un guide de planification en matière de gestion des urgences fournisse une orientation générale pour l'élaboration de plans de gestion d'urgences de toutes sortes, le Groupe de travail a constaté qu'aucune orientation ou norme nationale n'existe pour la planification des mesures d'urgence hors site en cas d'urgence nucléaire.

L'examen de la réponse à l'accident de Fukushima effectué lors de la mission de suivi du SEIR au Canada a donné des résultats semblables.

Recommandation RF7 résultant de la mission de suivi du SEIR en 2011

« Le gouvernement du Canada devrait veiller à ce que l'examen et l'évaluation des plans d'intervention d'urgence hors site pour les centrales nucléaires comprennent toutes les autorités pertinentes et soient exhaustifs; il doit aussi faire en sorte que les organisations pertinentes qui mettent ces plans en œuvre soient en mesure de s'acquitter des fonctions qui leur sont attribuées. »

Le *Plan d'action de la CCSN* comprend une mesure enjoignant celle-ci à entreprendre et à faciliter des échanges avec les autorités provinciales et fédérales de planification en cas d'urgence nucléaire afin de s'assurer qu'elles comprennent bien les conclusions du Groupe de travail et qu'elles donnent suite aux solutions recommandées.

Santé Canada joue le rôle de chef de file dans les efforts visant à donner suite à ces conclusions. Ce ministère examine présentement la surveillance effectuée au niveau national des plans et programmes hors site en cas d'urgence nucléaire et leur rendement par l'entremise de ses comités de coordination fédéral et provinciaux en matière de gestion des urgences nucléaires. En même temps que le renouvellement et l'approbation du PFUN en 2012, ces comités de coordination de Santé Canada ont été officiellement intégrés aux structures organisationnelles pour la gouvernance de tous les types de dangers mis en place par Sécurité publique Canada afin de renforcer la surveillance que ce ministère exerce et les rapports qu'il produit. Des examens et des évaluations sont également en cours au niveau provincial. Les autorités provinciales, y compris les municipalités, travaillent en étroite collaboration avec les titulaires de permis de centrale nucléaire et d'autres partenaires pour examiner les plans, les processus, les dispositions, la formation et les exercices prévus en ce qui concerne la préparation aux urgences. Ils examinent également l'efficacité de certains de leurs processus visant la protection du public.

Le Groupe de travail de la CCSN sur Fukushima a également conclu que le *Règlement sur la radioprotection* devrait être examiné afin de déterminer s'il est nécessaire de le réviser à la lumière des leçons tirées de l'accident de Fukushima. Des exigences réglementaires supplémentaires pourraient être requises afin d'assurer la radioprotection des travailleurs par un contrôle des doses qui tient compte de la gravité et des phases d'une urgence. Une orientation appropriée devrait être fournie afin de minimiser les doses. À des fins de consultation publique, la CCSN prévoit afficher à l'été 2013 un document de travail sur les modifications proposées, y compris celles visant à répondre aux recommandations du Groupe de travail de la CCSN. Les modifications apporteront des éclaircissements sur les limites de doses des travailleurs durant les différentes phases d'une urgence et stipuleront des critères relatifs au retour au travail.

Le Groupe de travail a indiqué que l'efficacité de toutes les dispositions prises dans ce domaine n'avait pas été testée dans le cadre d'un exercice national de grande envergure depuis 1999, bien que diverses organisations et autorités compétentes aient régulièrement mis à l'épreuve leurs plans et leurs capacités par la tenue d'une panoplie d'exercices. Le Groupe de travail a recommandé des mesures afin d'aider à combler les lacunes relevées, en collaboration avec les principales parties intéressées.

L'examen de la réponse à l'accident de Fukushima effectué lors de la mission de suivi du SEIR au Canada a donné des résultats semblables.

Recommandation RF8 résultant de la mission de suivi du SEIR en 2011

« Le gouvernement du Canada devrait veiller à ce que les exercices complets décrits dans les plans d'intervention d'urgence hors site soient appliqués périodiquement, y compris la participation des titulaires d'organisations fédérales, provinciales et municipales. »

Le *Plan d'action de la CCSN* comprend une mesure enjoignant celle-ci à entreprendre et faciliter des échanges avec les autorités provinciales et fédérales de planification en cas d'urgence nucléaire afin de s'assurer qu'elles comprennent bien les conclusions du Groupe de travail et qu'elles donnent suite aux solutions recommandées.

Les sous-ministres fédéraux ont demandé que le PFUN révisé soit mis à l'épreuve dans le cadre d'un exercice au niveau national. Il est présentement prévu qu'un exercice à cette fin aura lieu en mai 2014 et qu'il sera le premier d'une série d'exercices périodiques auxquels toutes les autorités compétentes participeront. Pour plus de renseignements, voir l'alinéa 16.1f).

Se fondant sur les constatations du SEIR mentionnées auparavant relativement au grand nombre d'autorités ayant des responsabilités en matière de préparation aux urgences nucléaires, l'équipe qui a effectué l'examen de la réponse à l'accident de Fukushima lors de la mission de suivi du SEIR au Canada a conclu qu'il serait avantageux pour le Canada d'organiser un examen de l'état de la préparation aux urgences par des pairs de différents pays.

Recommandation RF9 résultant de la mission de suivi du SEIR en 2011

« Le gouvernement du Canada devrait considérer inviter les représentants d'une mission internationale d'examen par les pairs pour l'état de préparation en cas d'urgence. »

La CCSN entreprendra et facilitera des échanges avec les autorités fédérales et provinciales de planification en cas d'urgence nucléaire pour étudier cette suggestion. Le Canada examine présentement la possibilité d'un examen de la préparation aux urgences par des pairs de différents pays qui pourraient examiner des éléments des plans d'urgence hors site à différents niveaux.

16.1b) Plans d'urgence sur le site

Les titulaires de permis de centrale nucléaire sont responsables de la préparation aux urgences et des interventions sur le site en cas d'urgence. L'alinéa 6k) du *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I* énonce les renseignements relatifs à la préparation aux urgences devant accompagner les demandes de permis. Plus précisément, la demande doit contenir les mesures proposées pour :

- aider les autorités hors site à effectuer la planification et la préparation en vue de limiter les effets d'un rejet accidentel
- aviser les autorités hors site d'un rejet accidentel ou de l'imminence d'un tel rejet
- tenir les autorités hors site informées pendant et après un rejet accidentel
- aider les autorités hors site à remédier aux effets d'un rejet accidentel

- mettre à l'épreuve l'application des mesures pour éviter ou atténuer les effets d'un rejet accidentel

La demande devrait décrire l'installation, les activités, les substances et les circonstances pour lesquelles il est proposé d'avoir recours aux plans d'urgence. Les plans d'urgence devraient également être à la mesure de la complexité des projets en cause ainsi que de la probabilité et de la gravité potentielle des différents cas d'urgence associés à l'exploitation de l'installation.

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

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

Les programmes d'information publique des titulaires de permis de centrale nucléaire sont décrits à l'alinéa 16.2a).

Les titulaires de permis tiennent régulièrement des exercices d'urgence auto-évalués et, moins fréquemment, des exercices à grande envergure auxquels participent les organisations d'intervention d'urgence hors site de la province et, le cas échéant, des municipalités. Pour plus de renseignements, voir l'alinéa 16.1f).

Une fois qu'ils ont été examinés et acceptés par la CCSN, les plans deviennent exécutoires pour le titulaire de permis, faisant alors partie du fondement d'autorisation. Une description des plans d'urgence sur le site en place à chaque centrale nucléaire est fournie à l'annexe 16.1b).

Chaque permis d'exploitation de centrale nucléaire comprend une condition exigeant que le titulaire de permis mette en œuvre un programme de préparation aux urgences afin de s'assurer qu'il est capable de réaliser ses plans. Les plans et programmes de préparation aux urgences sont mis à jour et peaufinés tout au long de la vie de la centrale nucléaire, au fur et à mesure que de nouvelles exigences se manifestent, ou pour tenir compte des conditions changeantes, de l'OPEX et des lacunes décelées. La CCSN évalue les programmes de préparation aux urgences des titulaires de permis et inspecte leurs manœuvres et exercices d'intervention en cas d'urgence. Au cours d'une urgence, la CCSN continuerait d'exercer sa fonction de surveillance réglementaire des titulaires de permis. Bien que ces programmes aient atteint un stage de développement

avancé et qu'ils soient bien maintenus, le personnel de la CCSN a constaté que les titulaires de permis de centrale nucléaire au Canada recherchent de façon proactive des moyens d'améliorer continuellement leurs programmes de préparation aux urgences.

Le rendement des titulaires de permis dans le domaine de sûreté et de réglementation « Gestion des urgences et protection-incendie » est évalué chaque année à chacune des centrales nucléaires et décrit dans le rapport intitulé *Évaluation intégrée en matière de sûreté des centrales nucléaires au Canada par le personnel de la CCSN*. Au cours de la période de référence, tous les titulaires de permis ont démontré un rendement satisfaisant dans ce DSR. La définition complète de ce domaine et les cotes de rendement attribuées aux titulaires de permis au cours de la période de référence sont données respectivement aux tableaux F.1 et F.2 de l'appendice F.

Réponse à l'accident de Fukushima – plans d'urgence sur le site

Bien que chaque titulaire de permis dispose de ses propres moyens et méthodes pour répondre aux attentes relatives à la préparation aux urgences et aux interventions en cas d'urgence (ceci est traité ci-après), le Groupe de travail de la CCSN a constaté qu'il n'existe pas d'exigence ou de norme réglementaire pour assurer une uniformité entre les titulaires de permis. L'ensemble des documents d'application de la réglementation actuels portant sur la préparation aux urgences comprennent :

- 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*
- le document RD-353, *Mise à l'épreuve des mesures d'urgence*

Le *Plan d'action de la CCSN* comprend une mesure enjoignant celle-ci à élaborer un REGDOC de la réglementation portant exclusivement sur la gestion des urgences et incorporant l'information dans les documents G-225 et RD-353 de même qu'à l'examiner et le mettre à jour régulièrement. La CCSN prévoit effectuer à l'été 2013 une consultation publique au sujet de ce projet de document. Il convient de noter que le Groupe CSA a également soulevé le besoin d'une nouvelle norme sur la gestion des urgences nucléaires qui servirait de complément aux exigences réglementaires (pour plus de renseignements sur l'évaluation des normes CSA, voir l'alinéa 7.2(i)b)).

Le Groupe de travail de la CCSN sur Fukushima a conclu que les plans d'urgence des titulaires de permis dépassaient les attentes dans le cas des accidents de dimensionnement (qui n'ont aucune conséquence sur les doses hors site). Les organisations d'intervention d'urgence des titulaires de permis étaient et demeurent capables d'intervenir en cas d'accident hors dimensionnement mettant en cause une seule tranche. Il n'y a pas eu d'évaluation ni de révision des plans d'urgence à l'égard des accidents mettant plus d'une tranche en cause et des événements externes graves (p. ex. la tenue d'exercices basés sur un événement grave et/ou un accident touchant plus d'une tranche), notamment une évaluation des besoins en matière de dotation. Par conséquent, il n'avait pas été démontré hors de tout doute que les organisations d'intervention d'urgence des titulaires de permis seraient en mesure d'intervenir efficacement en cas d'événement grave et/ou d'accident touchant plus d'une tranche. Le *Plan d'action de la CCSN* comprend une mesure exigeant que les titulaires de permis évaluent et révisent leurs plans d'urgence à l'égard des accidents mettant plus d'une tranche en cause et des événements externes graves. Cette activité devrait inclure une évaluation de leurs besoins en personnel pour s'assurer que leurs organisations d'intervention d'urgence pourraient intervenir efficacement en cas d'accident touchant plus d'une tranche et d'événement grave lié à des catastrophes d'origine

naturelle. Tous les titulaires de permis de centrale nucléaire ont soumis leurs évaluations à la CCSN. Sauf dans le cas de la centrale de Gentilly-2, la CCSN a accepté les évaluations démontrant que les plans et programmes d'urgence en place étaient adéquats et elle a fermé les dossiers correspondants pour les centrales concernées.

Le *Plan d'action de la CCSN* comprend une autre mesure exigeant que les titulaires de permis revoient leurs programmes d'exercices pour s'assurer qu'ils présentent un défi suffisamment grand pour mettre à l'épreuve la capacité de l'organisation d'intervenir d'urgence en cas d'événement grave et/ou d'accident touchant plus d'une tranche. Sauf dans le cas de la centrale de Gentilly-2, la CCSN a accepté les plans et échéanciers pour le développement de programmes d'exercice améliorés des centrales nucléaires concernées. ENNB et Bruce Power ont tenu des exercices de grande envergure en 2012 et 2013 respectivement et OPG prévoit d'en tenir un en mai 2014. Des renseignements supplémentaires concernant les exercices d'urgence sont fournis à l'alinéa 16.1f).

De manière efficace, les titulaires de permis incorporent des LDGAG à leurs plans d'urgence, apportent des améliorations à la formation et clarifient les rôles des membres de leurs organisations d'intervention d'urgence (voir l'article 19).

Les installations et les équipements d'urgence qui sont désignés essentiels pour les interventions d'urgence doivent toujours être disponibles, accessibles et prêts à fonctionner. Le Groupe de travail de la CCSN sur Fukushima a remarqué que les installations et les équipements d'urgence des titulaires de permis ne disposaient pas tous d'une alimentation de secours en cas d'une panne de courant externe. Dans certains cas, on avait omis de déterminer de façon systématique les besoins en alimentation électrique de secours pour les installations d'urgence principales et secondaires et pour l'équipement d'intervention d'urgence. Les plans et les procédures d'urgence applicables ne documentaient pas adéquatement, dans tous les cas, les exigences et les limites relatives à l'alimentation électrique de secours. Le *Plan d'action de la CCSN* comprend une mesure exigeant que les titulaires de permis examinent leurs installations d'urgence principale et secondaire, et tout l'équipement d'intervention d'urgence qui fonctionne à l'électricité (p. ex. dosimètres électroniques, radios bidirectionnelles), pour s'assurer de la disponibilité de sources d'alimentation de secours adéquates. Les exigences et les limites doivent être documentées dans les plans et procédures d'urgence applicables.

Au cours de la période de référence, les titulaires de permis qui avaient en place une alimentation électrique de secours pour leurs installations et équipements d'urgence ont étudié leur capacité de maintenir cette alimentation disponible pendant des arrêts de longue durée et ont pris des mesures pour corriger les lacunes décelées. Les titulaires de permis qui n'avaient pas une telle alimentation en place ont cerné les lacunes et évalué leurs besoins ainsi que les différentes alternatives pour les combler. Des évaluations ont également été effectuées au cours de la période de référence pour déterminer si l'alimentation électrique de secours, pour les installations et les équipements d'urgence, en place aux centrales nucléaires concernées était adéquate et la CCSN les a acceptées.

La disponibilité d'une alimentation électrique de secours pour le réacteur CANDU lui-même est abordée à l'article 18.

Les ressources externes auxquelles les titulaires de permis peuvent présentement demander d'intervenir sur le site sont adéquates pour les accidents de dimensionnement et pour bon nombre d'accidents hors dimensionnement. En cas d'événement externe qui toucherait l'ensemble d'un

site ou en cas d'un accident grave qui évoluerait sur plusieurs jours, il faudrait faire appel à des ressources hors site.

L'examen des leçons tirées de l'accident de Fukushima comprenait une étude de la possibilité d'établir des plans de collaboration officiels entre les installations pour assurer la disponibilité de personnes qualifiées, un soutien technique et le partage d'équipements, notamment. On a constaté que les organisations d'intervention d'urgence des titulaires de permis ne disposaient pas d'un entrepôt régional permettant d'avoir accès à de l'équipement et à des ressources hors site en cas d'accident grave. Le *Plan d'action de la CCSN* comprend une mesure exigeant que les titulaires de permis se dotent d'équipement d'urgence et d'autres ressources qui pourraient être stockés hors site et apportés sur le site pour atténuer un accident grave. Présentement, les titulaires de permis travaillent ensemble pour conclure des ententes officielles et désignent ou construisent un entrepôt régional pour stocker l'équipement et les ressources nécessaires en cas d'urgence. À court terme, ils font l'acquisition d'équipements d'urgence, comme des pompes portatives et des génératrices, qui seront stockés sur le site ou hors site, afin de s'assurer que les réacteurs pourront être placés dans un état d'arrêt sûr en cas d'accident crédible. Tous les titulaires de permis de centrale nucléaire concernés ont fourni des plans et échéanciers pour l'acquisition des équipements d'urgence et pour avoir un entrepôt hors site. La CCSN est satisfaite des activités à toutes les centrales relativement à l'acquisition d'équipement complétées jusqu'à maintenant ainsi que des préparatifs en vue de stocker du matériel hors site.

Tous les titulaires de permis ont conclu des ententes avec leurs partenaires respectifs pour l'obtention de soutien et de fournitures en cas d'urgence. Cependant, le Groupe de travail de la CCSN a remarqué que les dispositions prises par les titulaires de permis relativement au soutien et aux fournitures ne sont pas toujours formalisées ni documentées dans leurs plans et procédures d'urgence. Le *Plan d'action de la CCSN* comprend une mesure exigeant que les titulaires de permis officialisent tous les arrangements et accords relatifs au soutien externe et les documentent dans les plans et procédures d'urgence applicables.

Les titulaires de permis confirment que leurs arrangements fonctionneront en cas d'accident réel. Ils ont travaillé ensemble, par l'entremise du COG, à élaborer et officialiser une entente à l'échelle du secteur nucléaire prévoyant une « assistance mutuelle », et à documenter cette entente dans leurs plans et procédures d'urgence. Des arrangements officiels ont été mis en place en 2012.

16.1c) Attentes en matière de préparation aux urgences dans le cas des projets de nouvelle centrale nucléaire

La CCSN est en voie d'établir des exigences et des attentes en matière de préparation aux urgences pour les projets de nouvelle centrale nucléaire. Le document RD-346 de la CCSN, *Évaluation de l'emplacement des nouvelles centrales nucléaires*, stipule que les points suivants relatifs à la démographie et à la planification des mesures d'urgence doivent être tenus en compte au moment d'évaluer si un site proposé répond aux objectifs de sûreté :

- la densité et la répartition de la population dans la zone de protection, une attention particulière étant accordée aux densités et répartitions actuelles et prévues de la population dans la région, y compris les résidents et les gens de passage (mises à jour tout au long de la durée de vie de la centrale nucléaire)
- l'utilisation actuelle et future des terres et ressources

- les caractéristiques physiques de l'emplacement qui pourraient entraver l'élaboration et la mise en œuvre de plans d'urgence
- les groupes de la population vivant à proximité de la centrale qui sont difficiles à évacuer ou à mettre à l'abri (p. ex. les personnes dans les écoles, les prisons, les hôpitaux)
- la capacité à maintenir les activités de la population et l'utilisation des terres dans la zone de protection à des niveaux qui n'entraveront pas la mise en œuvre des plans d'urgence

Par zone de protection, on entend la zone qui se trouve au-delà de la zone d'exclusion et dont on doit tenir compte dans l'application des mesures d'urgence. Au Canada, l'expression « zone d'exclusion » signifie une parcelle de terrain qui relève de l'autorité légale du titulaire de permis, qui est située à l'intérieur ou autour d'une installation nucléaire et où on ne retrouve aucune habitation permanente. Le demandeur d'un permis propose quelle devrait être l'étendue de la zone d'exclusion et il doit démontrer qu'il a tenu compte des doses effectives, en fonctionnement normal et en cas d'accident, des menaces de dimensionnement et des besoins en matière de préparation aux urgences.

Les attentes en matière de préparation aux urgences seront transmises, à un haut niveau, aux entreprises susceptibles de soumettre une demande dans un guide de présentation d'une demande de permis de préparation de l'emplacement, afin de confirmer que le demandeur dispose d'un programme de préparation aux urgences prévoyant, dans le cadre du programme global de caractérisation du site.

Avant de procéder à la construction, le promoteur doit confirmer auprès des municipalités avoisinantes ainsi que des provinces, territoires et pays voisins concernés, que la mise en œuvre des plans d'urgence et des mesures de protection connexes ne sera pas mise à risque tout au long du cycle de vie de l'emplacement proposé. Par exemple, si le plan d'urgence à long terme prévoit l'agrandissement d'un hôpital, des pourparlers entre le promoteur et la municipalité devraient alors commencer à l'étape de l'évaluation du site de sorte qu'une entente appropriée puisse être conclue avant la construction. Tel que mentionné à l'alinéa 7.2(ii)a), la CCSN a publié le document RD/GD-369, *Guide de présentation d'une demande de permis : Permis de construction d'une centrale nucléaire* qui donne des précisions sur ces attentes.

La CCSN transpose ces dispositions en matière de préparation aux urgences pour obtenir un permis de construction et un permis d'exploitation. Le document RD-337 de la CCSN, *Conception des nouvelles centrales nucléaires*, énonce les critères particuliers suivants à l'égard de la préparation aux urgences devant être pris en compte aux étapes de la conception et de la construction :

- la conception de l'enveloppe de confinement allouera assez de temps pour la mise en œuvre des procédures d'urgence hors site
- l'analyse des dangers définit les exigences en matière de planification et coordination des mesures d'urgence de façon à atténuer les dangers de manière efficace
- l'EPS est utilisée pour déterminer si les procédures de gestion des accidents et celles d'urgence sont adéquates.

16.1d) Plans d'urgence hors site des provinces et des territoires

Les gouvernements provinciaux et territoriaux sont responsables de la santé, de la sécurité et du bien-être de leurs habitants, ainsi que de la protection de l'environnement sur leur territoire. Par conséquent, ce sont eux qui agissent comme chef de file en ce qui a trait à la prise des

dispositions nécessaires pour intervenir en cas d'urgence nucléaire qui pourraient avoir des incidences hors site. Pour ce faire, ils adoptent des lois et fournissent des directives aux municipalités dans lesquelles se trouvent les centrales nucléaires. Les structures administratives de ces gouvernements comprennent habituellement une organisation des mesures d'urgence, ou l'équivalent, pour faire face à une grande gamme d'urgences, réelles ou potentielles, conformément à des plans et procédures établis. Les provinces maintiennent des centres des opérations d'urgence dont le rôle consiste à coordonner les mesures de protection du public et à fournir de l'information aux médias. En outre, les gouvernements provinciaux coordonnent le soutien fourni par les titulaires de permis, le gouvernement du Canada et différents ministères et organismes à tous les niveaux gouvernementaux pendant les activités de préparation de même que pendant les interventions.

Les provinces coordonnent les efforts déployés pour faire face à toute incidence d'importance de nature nucléaire hors site. Les dispositions pour assurer la prise de mesures de protection sans délai est un aspect important de cette coordination. Ces dispositions visent notamment à :

- restreindre l'accès aux 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
- distribuer de l'iodure de potassium (KI) à la population touchée pour empêcher que la glande thyroïde n'absorbe des produits radioactifs
- prendre de mesures de contrôle de l'ingestion, comme la mise en quarantaine des animaux de ferme, l'interdiction de vendre les produits alimentaires touchés et la restriction de la consommation de l'eau potable touchée
- établir des centres d'urgence pour les travailleurs et prévoir des centres d'accueil

Les plans d'urgence nucléaire hors site des provinces où se situent les centrales nucléaires sont décrits à l'annexe 16.1d). Des renseignements supplémentaires sur chacun des plans des provinces, y compris les zones de planification, l'évaluation des événements, l'avertissement du public et les mesures de protection, sont disponibles à l'annexe B du *Rapport national du Canada pour la deuxième réunion extraordinaire de la Convention sur la sûreté nucléaire*.

Réponse à l'accident de Fukushima – État globalement adéquat des plans d'urgence hors site

Les organismes provinciaux ont participé à l'examen global des leçons tirées de l'accident Fukushima effectué au niveau national.

Le Groupe de travail de la CCSN a conclu qu'il n'existe pas de problèmes en matière d'intervention en cas d'urgence nécessitant des mesures immédiates à l'échelon provincial. Bien que certaines possibilités d'amélioration aient été cernées, dans l'ensemble, chaque province a préparé des plans d'urgence bien documentés. Ces plans ainsi que leurs divers éléments sont bien intégrés aux plans d'urgence sur le site des titulaires de permis. Pour plus de renseignements sur les plans d'urgence provinciaux dans le contexte de l'accident de Fukushima, voir le *Rapport national du Canada pour la deuxième réunion extraordinaire de la Convention sur la sûreté nucléaire*.

Les provinces, conjointement avec la CCSN, Santé Canada et Sécurité publique Canada, tentent d'apporter des solutions aux questions suivantes :

- les plans des provinces traitent surtout de la préparation aux urgences et de l'intervention en cas d'urgence, mais ne contiennent pas de lignes directrices, ni de plans, pour la phase de rétablissement
- au provincial, on devrait accorder une plus grande importance à la tenue d'exercices d'urgence à grande échelle

Réponse à l'accident de Fukushima – Soutien des titulaires de permis pour la préparation aux urgences hors site

Le Groupe de travail de la CCSN sur Fukushima a confirmé que les éléments de soutien hors site des plans d'urgence des titulaires de permis sont complets, suffisamment bien documentés et mis en œuvre et qu'ils répondent aux exigences des plans d'intervention d'urgence hors site des gouvernements provinciaux concernés. Il n'existe aucun problème en matière d'intervention en cas d'urgence hors site nécessitant des mesures immédiates de la part des titulaires de permis de centrale nucléaire. Néanmoins, ces titulaires travaillent présentement à apporter des améliorations à des aspects du soutien qu'ils fournissent à la préparation aux urgences hors site dont l'estimation des termes sources, la modélisation de la dispersion du panache, la surveillance du rayonnement et la modélisation des doses.

L'estimation post-accident des termes sources est une méthode qui peut être utilisée pour quantifier un rejet possible de matière radioactive avant qu'il ne survienne. Des logiciels et des mesures au gammamètre sont utilisés aux centrales de Bruce-A, de Bruce-B, de Pickering-A, Pickering-B et Darlington pour effectuer des estimations post-accident des termes sources. Ces dispositions sont toutefois prévues pour des accidents touchant une seule tranche et Bruce Power de même qu'OPG s'affairent donc à élargir leur portée à des accidents touchant plus d'une tranche. Aux centrales de Gentilly-2 et de Point Lepreau, aucune estimation des termes sources n'est effectuée pour appuyer les interventions d'urgence hors site. Reconnaisant que la possibilité de fournir un service d'estimation des termes sources aux autorités hors site, en cas d'urgence, constitue une des meilleures pratiques, le Groupe de travail de la CCSN sur Fukushima a recommandé qu'une capacité d'estimations des sources termes soit développée aux centrales de Gentilly-2 et de Point Lepreau. Cette recommandation est prise en compte dans le cadre de la réponse à un point à régler relatif à la modélisation des doses qui est abordée plus loin.

Tous les titulaires de permis ont la capacité de modéliser la dispersion du panache, ce qui peut être utile pour guider les équipes effectuant des mesures sur le terrain et pour informer les autorités hors site au sujet de la dispersion possible des rejets radioactifs en cas d'accident. Comme soutien, on peut faire appel aux capacités de modélisation de la dispersion du panache disponibles au niveau fédéral. Les centrales nucléaires à tranches multiples (celles de Bruce, Pickering-A et Pickering-B et Darlington) possèdent des logiciels qui permettent de modéliser la dispersion du panache pour les événements touchant plus d'une tranche. OPG et Bruce Power (par l'entremise d'Electric Power Research Institute [EPRI]) travaillent en collaboration avec des partenaires internationaux à évaluer les améliorations dans le domaine de la modélisation des panaches prenant en compte les observations faites durant l'accident de Fukushima.

Tous les titulaires de permis effectuent une surveillance du rayonnement sur le terrain en envoyant des équipes de surveillance formées à cette fin à des endroits désignés, sur le site et hors site, pour prendre des mesures à l'aide de gammamètres et prélever des échantillons d'air, selon les résultats de la modélisation du panache. Certains titulaires de permis ont pris des arrangements avec Santé Canada pour effectuer la collecte de données à l'aide de moniteurs

gamma installés à des postes fixes à proximité de leurs installations et pour les partager. Certains titulaires de permis ont un système automatisé qui fournit en temps réel des données de surveillance sur le terrain, en plus de celles recueillies par leurs équipes de surveillance sur le terrain. Certains titulaires de permis ont mis en place un système de surveillance automatisé à énergie solaire près de la périphérie de leurs sites. Dans tous les cas, les résultats de la surveillance radiologique sur le terrain sont relayés aux autorités provinciales et à la CCSN, afin d'être utilisés pour évaluer et déterminer les mesures de protection qui devraient être recommandées pour le public.

Le Groupe de travail de la CCSN a conclu que tous les titulaires de permis avaient des dispositions satisfaisantes en place pour faire la surveillance du rayonnement sur le terrain. Cependant, chez la plupart d'entre eux, la méthode utilisée actuellement dépend de la présence sur le terrain de membres du personnel de la centrale afin de prendre des échantillons et des mesures. Reconnaisant que le recours à la surveillance automatisée en temps réel sur le terrain à la périphérie du site d'une centrale est considéré comme une meilleure pratique, le *Plan d'action de la CCSN* comprend une mesure exigeant que les titulaires de permis installent, à la périphérie des sites de leurs centrales nucléaires, des systèmes automatisés de surveillance qui fournissent des données en temps réel et qui sont pourvus d'alimentations et de systèmes de communication de secours appropriés. L'installation de tels systèmes est soit prévue ou complétée dans le cas de la plupart des centrales nucléaires.

Aux centrales de Bruce-A, de Bruce-B, de Pickering-A, de Pickering-B et de Darlington, les doses sont modélisées en fonction des estimations du terme source, de la surveillance des rejets radiologiques dans les effluents gazeux et des mesures sur le terrain. Hydro-Québec modélise les doses en fonction des résultats de la surveillance des rejets radiologiques dans les effluents gazeux, des données provenant des moniteurs de rayonnement fixes dans la centrale et des mesures sur le terrain. Le *Plan d'action de la CCSN* comprend une mesure exigeant qu'Hydro-Québec établisse à la centrale de Gentilly-2 la capacité d'estimer les termes sources et les utilise pour effectuer une modélisation globale des doses. Cependant, après l'annonce de la fermeture de cette centrale, cette mesure a été suspendue. Le *Plan d'action de la CCSN* comprend une mesure identique à l'endroit d'ENNB pour leur centrale de Point Lepreau. La CCSN a subséquemment accepté les renseignements fournis par ENNB concernant des révisions des procédures d'urgence de la centrale de Point Lepreau qui comprennent des plans d'estimation des sources termes hors site en collaboration avec Santé Canada. Elle a également accepté les dispositions prises au Nouveau-Brunswick selon lesquelles l'autorité des interventions d'urgence hors site utilise la modélisation de dose de Santé Canada pour prendre des décisions.

16.1e) Plans d'urgence fédéraux

La planification et la préparation aux urgences effectuées par le gouvernement du Canada, ainsi que les mesures d'intervention qu'il prend dans de tels cas, reposent sur une approche tous risques. La *Loi sur la gestion des urgences* définit les responsabilités globales de Sécurité publique Canada et de tous les autres ministères du gouvernement fédéral. Sécurité publique Canada a élaboré le PFIU tous risques pour traiter des questions de gouvernance et de coordination des institutions au niveau fédéral et pour fournir un soutien aux provinces et aux territoires. Le ministre de la Sécurité publique du gouvernement fédéral est responsable de la coordination des mesures prises par le gouvernement du Canada en cas d'urgence. Le PFIU est conçu afin d'harmoniser les mesures prises en cas d'urgence au niveau fédéral avec celles prises

par les gouvernements des provinces et des territoires, par les organismes non gouvernementaux et par le secteur privé, à l'aide de processus et de mécanismes qui facilitent une réponse intégrée.

Compte tenu de la complexité et de la nature hautement technique des urgences nucléaires, il conviendra par ailleurs de prendre diverses dispositions en matière de planification, de préparation et d'intervention qui sont propres à chaque type de risque. Le Bureau de la protection contre les rayonnements de Santé Canada administre le PFUN global, celui-ci étant intégré au PFIU et constituant un annexe de celui-ci, afin de coordonner la réponse du gouvernement fédéral sur le plan technique et de fournir un soutien aux provinces et territoires du Canada en ce qui concerne la gestion des conséquences radiologiques de toute urgence nucléaire touchant le Canada, un pays voisin ou plusieurs pays. Le PFUN se veut le complément des plans analogues d'urgence nucléaire d'autres autorités au Canada et à l'étranger.

Le PFIU et le PFUN ont été mis à jour en 2011 et 2012, respectivement, afin de tenir compte des leçons tirées de l'accident de Fukushima.

Le PFUN décrit les rôles et responsabilités des ministères et organismes fédéraux et les mesures qu'ils devraient prendre pour gérer et coordonner l'intervention au niveau fédéral lors d'urgences nucléaires, en se fondant sur les scénarios prévus dans le plan et axant les efforts pour fournir un soutien technique coordonné pour effectuer la gestion des conséquences radiologiques. Au total, 18 ministères et organismes fédéraux participent au PFUN dont Santé Canada, Sécurité publique Canada, la CCSN, Environnement Canada, l'Agence de la santé publique du Canada, Affaires étrangères, Commerce et Développement Canada, RNCAN et Transports Canada. Tous ces ministères et organismes ont la responsabilité d'élaborer, maintenir et mettre en œuvre des plans d'intervention en cas d'urgence propres à leur organisation qui correspondent aux objectifs du PFIU et du PFUN et les soutiennent (certains de ces plans sont décrits ci-après). Le ministre fédéral de la Sécurité publique est responsable d'exercer un leadership à l'égard de la gestion des urgences au Canada en coordonnant les activités connexes entre les diverses institutions gouvernementales, en coopération avec les provinces et d'autres entités.

Le PFUN utilise des renseignements provenant directement des gouvernements municipaux et provinciaux, des titulaires de permis ainsi que de ministères et organismes fédéraux, permettant ainsi aux différentes autorités et organisations qui sont responsables d'aspects de la préparation aux urgences nucléaires de remplir leurs responsabilités d'une manière coopérative, complémentaire et coordonnée. Le PFUN comprend des annexes pour chacune des différentes provinces concernées et celles-ci sont en voie d'être révisées. Elles décrivent les liens qui existent entre le gouvernement du Canada et les organisations provinciales de gestion des urgences des provinces où sont situés des centrales nucléaires ou des ports maritimes recevant la visite de navire à propulsion nucléaire (Québec, Ontario, Nouveau-Brunswick, Colombie-Britannique et Nouvelle-Écosse).

Dans le PFUN, on évoque les *Lignes directrices canadiennes sur les interventions en situation d'urgence nucléaire*, qui traitent des mesures de protection du public, notamment son évacuation. Ces lignes directrices, élaborées par Santé Canada, recommandent l'évacuation de la population si l'exposition prévue au corps entier dépasse 50 mSv sur sept jours. On travaille présentement à mettre à jour ces lignes directrices pour tenir compte des recommandations les plus récentes de la Commission internationale de protection radiologique (CIPR) et de l'AIEA (normes de sûreté de base).

L'annexe 16.1e) donne plus de renseignements sur les dispositions qui se trouvent dans le PFUN.

En plus de gérer le PFUN, le Bureau de radioprotection de Santé Canada est chargé d'exploiter divers réseaux de surveillance radiologique, notamment le Réseau de surveillance en poste fixe, le Réseau canadien de surveillance radiologique et les postes de contrôle radiologique de la portion canadienne du Système de surveillance internationale de l'Organisation du Traité d'interdiction complète des essais nucléaires. Pour de plus amples renseignements, voir l'annexe C du *Rapport national du Canada pour la deuxième réunion extraordinaire de la Convention sur la sûreté nucléaire*.

Le Bureau de radioprotection gère également des laboratoires d'analyse d'échantillons radiologiques (dont des installations mobiles), des installations de surveillance de la contamination (notamment des moniteurs-portiques) et des programmes de dosimétrie interne et externe pour les personnes exposées (notamment les travailleurs des services d'urgence). Il fournit des éléments d'orientation et de l'expertise sur la radioprotection et, dans le cadre du PFUN, organise des exercices d'urgence et administre deux comités de préparation aux urgences.

Le Centre météorologique canadien d'Environnement Canada travaille en étroite collaboration avec Santé Canada pour fournir un ensemble de capacités de modélisation atmosphérique pour la gestion des urgences nucléaires, tant locales que globales, y compris la capacité de modéliser la dispersion et la trajectoire des rejets, futures et passées. Cette information est fournie aux groupes scientifiques des provinces par l'entremise des représentants techniques fédéraux, tel que décrit dans les plans d'urgence nucléaire fédéraux et provinciaux. Le PFUN indique que d'autres institutions fédérales, dont le ministère de la Défense nationale et RNCAN, fournissent de l'expertise et des capacités scientifiques et techniques spécifiques nécessaires à la gestion des conséquences radiologiques actuelles ou potentielles d'une urgence nucléaire. Santé Canada maintient un plan tous risques qui décrit son cadre d'intervention pour une gamme d'urgences qui pourraient avoir une incidence sur ses domaines de responsabilités et ce ministère élabore présentement une annexe spécifique aux urgences nucléaires.

Plans d'urgence des ministères et organismes fédéraux

La CCSN a son propre plan des mesures d'urgence nucléaire qui définit clairement ses responsabilités dans le cadre du PFUN et qui lui permet de s'en acquitter. Elle participe directement aux activités de planification des mesures d'urgences avec d'autres organismes importants participant au PFUN de même qu'à certains exercices afin de se pratiquer à remplir ses propres responsabilités en matière d'urgence. Une description générale du rôle que la CCSN joue en matière de préparation aux urgences est fournie à l'annexe 16.1e). La CCSN a également en place un programme de gestion des urgences nucléaires bien élaboré et mature qui est fondé sur la politique P-325 de la CCSN, *Gestion des urgences nucléaires*, et sur son plan des mesures d'urgence.

D'autres ministères et organismes fédéraux élaborent également leur propre plan des mesures d'urgence nucléaire. Ainsi, Transports Canada administre le *Règlement sur le transport des marchandises dangereuses* et dirige le Centre canadien d'urgence transport afin de s'assurer que les substances dangereuses sont transportées de façon sécuritaire et d'aider le personnel d'intervention en cas d'urgence à faire face aux urgences connexes, y compris celles qui mettent en cause des substances nucléaires. Lorsque survient un cas d'urgence ou un incident mettant en cause des substances nucléaires, la CCSN et Transports Canada œuvrent de concert en

conformité avec le PFUN, les lois fédérales pertinentes et les dispositions administratives officielles.

Examen de l'état de préparation aux urgences au niveau fédéral à la lumière de l'accident de Fukushima

En réponse à l'accident de Fukushima, plusieurs ministères du gouvernement fédéral canadien ont mis leurs plans d'urgence en œuvre, y compris l'activation de leurs centres des mesures d'urgence. De plus, le groupe d'évaluation technique multi-ministériel prévu dans le cadre du PFUN a été convoqué pour fournir une évaluation coordonnée de la situation, à l'appui des mesures prises par le gouvernement. La CCSN a activé son organisation des mesures d'urgence immédiatement après avoir été informée de l'accident survenu à Fukushima. Pendant 23 jours, des membres du personnel de la CCSN ont occupé sans interruption son centre des mesures d'urgence afin de faire le suivi de la situation au Japon, de l'évaluer et de contribuer à la stratégie du Canada en réponse à celle-ci. L'organisation des mesures d'urgence de la CCSN a travaillé en étroite collaboration avec Santé Canada, avec d'autres ministères et organismes du gouvernement du Canada, avec les organismes de réglementation des États-Unis, de la Grande-Bretagne et de la France ainsi qu'avec l'AIEA.

Santé Canada et Sécurité publique Canada, de même que la CCSN et d'autres partenaires qui ont contribué à la réponse à l'accident de Fukushima, ont entrepris des examens complets des leçons tirées de cet accident dans leur domaine de compétences, en mettant l'accent sur les questions qui ont trait aux interventions d'urgence hors site au Canada. Tel que mentionné à l'alinéa 16.1a), Sécurité publique Canada a effectué un examen portant sur l'ensemble du gouvernement afin de formuler des recommandations, de déterminer les mesures correctives nécessaires et de faire ressortir les meilleures pratiques.

Avec l'apport de ses comités de coordination fédéral et provinciaux en matière de gestion des urgences nucléaires, Santé Canada a mené les activités suivantes afin de tenir compte de la situation après l'accident de Fukushima :

- le ministère a entrepris un examen des leçons à tirer des interventions d'urgence menées à Fukushima, dans lequel il s'est concentré surtout sur l'évaluation scientifique et la rapidité de la prise de décisions dans les interventions d'urgence hors site et l'incidence de ces facteurs sur la mise à jour du PFUN
- il a revu le guide fédéral d'intervention en cas d'urgence nucléaire
- il a demandé à ses partenaires fédéraux, provinciaux et internationaux de l'aider à déterminer les points à améliorer en matière de gestion des urgences hors site

La CCSN a complété son propre examen par l'entremise de son Groupe de travail sur l'accident de Fukushima. Ce groupe a conclu qu'il n'existe aucun problème en matière d'intervention en cas d'urgence nucléaire nécessitant la prise de mesures immédiates au niveau fédéral. Il a de plus conclu que le PFUN était mature et complet et que sa révision en 2012, mentionnée précédemment, l'avait amélioré davantage et avait tenu compte de différentes leçons tirées de l'accident de Fukushima. Les principales constatations se rapportant aux éléments fédéraux de la préparation aux urgences sont décrites à l'alinéa 16.1a), dans le contexte des interactions entre les organisations fédérales, provinciales et sur les sites en matière de préparation aux urgences.

Le Groupe de travail de la CCSN a constaté que les autorités fédérales et provinciales de planification des urgences nucléaires s'attardent surtout à la préparation et à l'intervention, mais

leurs plans d'urgence ne prennent pas pleinement en compte les lignes directrices et les procédures nécessaires pour la phase de rétablissement. Les aspects du PFUN qui couvrent le rétablissement sont décrits à l'annexe 16.1e).

16.1f) Exercices et manœuvres

Les exercices d'urgence permettent de confirmer que les dispositions sur le site et hors site prévues dans les plans d'intervention en cas d'urgence nucléaire peuvent être mises en œuvre de façon adéquate. Les manœuvres d'urgence sont conçues de façon à offrir des occasions de formation permettant d'améliorer les compétences des personnes visées à intervenir en cas d'urgence et de préserver la santé et la sécurité du public en cas d'accident à une centrale nucléaire ou à toute autre installation nucléaire autorisée. Les exercices d'urgence servent à évaluer la capacité de diffusion de l'information et à s'assurer que toutes les mesures d'intervention sont coordonnées et communiquées de manière efficace.

La fréquence des exercices d'urgence aux centrales nucléaires est stipulée dans le document RD-353 de la CCSN, *Mise à l'épreuve des mesures d'urgence*, qui a été incorporé à des permis d'exploitation au moment de leur renouvellement au cours de la période de référence. Les titulaires de permis sont directement responsables de la formation de leurs employés et de les faire participer à des exercices et ils leur incombent également de constituer des équipes d'urgence composées de personnes qualifiées. Un calendrier d'exercices et de manœuvres d'urgence devrait être établi tous les ans afin que tous les personnes devant intervenir, y compris leurs remplaçants, aient la possibilité de mettre en pratique régulièrement les compétences requises. Tous les objectifs relatifs aux exercices d'urgence devaient être mis en jeu sur une période de cinq ans, et un exercice d'urgence à grande échelle devrait se tenir tous les trois ans.

Le personnel de la CCSN évalue les exercices d'urgence pleine échelle menés aux centrales nucléaires afin de s'assurer que les titulaires de permis gèrent et mettent en œuvre de façon efficace leurs plans des mesures d'urgence (particulièrement, les dispositions se rapportant aux activités sur le site). Six exercices de ce type ont été évalués au cours de la période de référence. Les énoncés suivants donnent un sommaire des conclusions de la CCSN :

- Dans le cadre de l'exercice tenu à Pickering (novembre 2010), le personnel d'OPG a démontré qu'il était prêt et possédait les compétences pour faire face à un accident simulé et qu'il pouvait diffuser de manière appropriée l'information avec les organismes aux niveaux fédéral, provincial et local.
- Lors de l'exercice tenu à la centrale de Gentilly-2, le personnel d'Hydro-Québec a démontré qu'il répondait à la majorité des exigences en matière de gestion des urgences stipulées dans le permis d'exploitation.
- Lors de l'exercice tenu à la centrale de Point Lepreau (mars 2012), le personnel d'ENNB a démontré un rendement satisfaisant (il faut toutefois souligner que les capacités d'intervenir à l'intérieur des zones protégées en cas d'urgence n'ont pas été testées parce que la réfection était en cours à ce moment-là).
- L'équipe d'inspection présente au site de la centrale de Darlington lors de l'exercice tenu en juin 2012 a conclu qu'OPG avait démontré être prête et pouvoir intervenir de manière compétente face à un tel exercice. L'équipe d'inspection qui a observé un autre exercice au Centre d'urgence pour les travailleurs à Orono a également conclu que le personnel d'OPG avait démontré qu'il était capable de s'acquitter de son rôle dans le fonctionnement de ce centre.

- Au cours de l'exercice tenu au site de Bruce (octobre 2012), le personnel de Bruce Power a démontré qu'il était capable de répondre à une série d'événements simulant des conditions atmosphériques graves ayant une incidence sur les centrales nucléaires et que le programme de gestion des urgences était efficace.

La CCSN a également observé des exercices d'urgence afin de confirmer que les mesures prévues dans les plans d'intervention en cas d'urgence nucléaire étaient mises en œuvre de manière adéquate.

Dans certains cas, les municipalités, les provinces et la CCSN participent également (de façon limitée) aux exercices avec les titulaires de permis de centrale nucléaire. La CCSN le fait afin de se pratiquer à remplir ses propres responsabilités en matière d'urgence et de s'assurer que les voies de communications sont bien en place et qu'elles sont en état de fonctionner. De façon similaire, d'autres ministères du gouvernement fédéral peuvent également participer afin de se pratiquer à remplir leurs responsabilités.

Le Groupe de travail de la CCSN a constaté que les autorités fédérales et provinciales de planification des urgences nucléaires n'avaient pas établi comme une priorité la tenue régulière d'exercices à grande échelle ciblant les centrales nucléaires. Aux niveaux provincial et fédéral, il y a eu une réduction généralisée de la fréquence des exercices d'urgence à grande échelle tenus aux centrales. Même si tous les plans provinciaux et fédéraux examinés semblent satisfaisants, en règle générale, leur mise en œuvre et, par conséquent, la capacité des autorités d'intervenir n'ont pas été testées depuis plusieurs années. Par exemple, avant l'exercice qui a eu lieu au Nouveau-Brunswick, en mars 2012 (décrit à l'annexe 16.1f), le plus récent exercice provincial d'urgence nucléaire à grande échelle avait eu lieu en 2007. Bien que diverses organisations et autorités compétentes aient régulièrement mis à l'épreuve leurs plans et leurs capacités par la tenue d'une gamme d'exercices, l'efficacité de l'ensemble des mesures (prises par les paliers fédéral, provincial et municipal, et par les exploitants) n'a pas été testée dans le cadre d'un exercice national à grande envergure depuis 1999. Le besoin de tenir régulièrement des séries d'exercice d'urgence nucléaire mettant en cause toutes les autorités concernées a été cerné et entériné dans le cadre du processus d'amélioration mis en œuvre après l'accident de Fukushima.

Le Groupe de travail de la CCSN sur Fukushima a recommandé que l'efficacité du PFUN soit testée plus souvent au moyen d'un exercice national complet. Dans le cadre de la mission de suivi du SEIR au Canada, l'examen de la réponse à l'accident de Fukushima a donné lieu à des constatations similaires. Pour plus de renseignements, voir l'alinéa 16.1a) et la recommandation RF8. Des efforts sont présentement en cours pour tenir, en 2014 à la centrale de Darlington, un exercice à l'échelle nationale d'application du PFUN mis à jour, afin de valider que ce plan, le PFIU, le plan provincial en cas d'urgence nucléaire (PPUN), le plan d'urgence nucléaire consolidé d'Ontario Power Generation et les plans d'autres organismes non gouvernementaux sont pleinement intégrés.

Les exercices d'urgence qui ont eu lieu au cours de la période de référence sont décrits en détail à l'annexe 16.1f), ainsi que ceux prévus pour la prochaine période de référence.

16.2 Information du public et des pays étrangers

16.2a) Mesures prises pour informer le public en cas d'urgence nucléaire nationale

Tel que mentionné à l'alinéa 9d), les titulaires de permis d'installations de catégorie I doivent avoir en place un programme pour informer les personnes qui résident à proximité de l'emplacement de la nature et des caractéristiques générales des effets prévus de l'activité visée sur l'environnement ainsi que sur la santé et la sécurité des personnes. Il est également mentionné à cet alinéa que le document RD-99.3 de la CCSN, *Exigences relatives à l'information et à la divulgation publiques* a été publié en 2012 et qu'il est en voie d'être incorporé aux permis actuels d'exploitation de centrale nucléaire, lors de leur renouvellement. L'information à être divulguée comprend l'impact d'événements naturels, comme les séismes, les rejets normaux ou anormaux de matières radioactives ou dangereuses dans l'environnement et les événements imprévus, y compris ceux qui entraînent un dépassement de limites réglementaires. Ceci couvre donc les accidents graves. Les titulaires de permis de centrale nucléaire ont présentement en place des programmes de divulgation publique qui répondent déjà à la majorité des exigences dans le document RD-99.3.

Les provinces fournissent au public des directives (par l'entremise de bulletins d'urgence) relatives au besoin de prendre des mesures de protection, le cas échéant, au cours d'une urgence nucléaire. Les provinces informent les parties intéressées pertinentes avant d'émettre les bulletins d'urgence au public.

Au cours de la période de référence, le système d'alerte du public pour les centrales nucléaires en Ontario a été amélioré par l'ajout de sirènes pour la zone contiguë (3 km) de chacun des sites de Pickering et de Darlington. Ce système d'alerte, combiné aux instructions diffusées à la radio et à la télévision, permettra de s'assurer que la population dans la zone primaire (10 km) sera informée rapidement et de façon appropriée.

Dans le cas des urgences nucléaires au pays ayant une incidence sur les provinces ou les territoires, les centres d'information provinciaux/territoriaux seront les sources principales d'information pour le public et les médias concernant les interventions d'urgence et les mesures de protection.

Au niveau fédéral, le Groupe fédéral de coordination des communications publiques, sous la direction de la Direction générale des communications de Sécurité publique Canada coordonne, conformément au PFIU, les communications du gouvernement fédéral avec le public, les médias et les parties intéressées touchées, en collaboration avec les provinces et les territoires ainsi qu'avec des parties intéressées du secteur privé, au besoin. Les institutions du gouvernement fédéral contribueront des renseignements à ces groupes conformément à leur mandat. Les personnes agissant à titre de porte-parole du gouvernement fédéral en ce qui concerne le PFUN présenteront la position fédérale sur l'urgence nucléaire, selon les questions spécifiques soulevées et en coordination avec les centres d'information provinciaux. Dans le cas des urgences qui ont lieu aux installations autorisées, l'exploitant de l'installation et la CCSN fourniront l'information au sujet des conditions sur le site.

16.2b) Accords internationaux, y compris ceux conclus avec les pays voisins

Le Canada participe au système de notification de l'Échelle internationale de gravité des événements nucléaires (INES) qui est administré par l'AIEA. Il maintient d'excellentes relations

avec les États-Unis à l'égard du partage de l'expertise en matière de préparation aux urgences. En outre, le Canada a signé les trois accords internationaux suivants relatifs aux interventions en cas d'urgence et il a ratifié les deux conventions mentionnées :

Plan d'intervention conjoint Canada-États-Unis en cas d'urgence radiologique (1996)

Ce plan conjoint met l'accent sur les mesures d'intervention en cas d'urgence radiologique plutôt que sur les mesures génériques de protection civile. Il sert de base aux mesures de coopération concernant les incidents radiologiques en temps de paix mettant en cause le Canada, les États-Unis ou encore les deux pays à la fois. Les mesures de coopération prévues dans le PFUN sont compatibles avec celles du plan conjoint.

Convention sur l'assistance en cas d'accident nucléaire ou de situation d'urgence radiologique

Le Canada est l'un des signataires de la *Convention sur l'assistance en cas d'accident nucléaire ou de situation d'urgence radiologique* (1986) élaborée sous les auspices 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'accident nucléaire ou d'urgence radiologique. 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 sert de point central pour une telle coordination en acheminant les renseignements, en soutenant les efforts déployés et en offrant ses services disponibles. L'entente énonce les modalités relatives aux demandes d'aide et définit la façon de l'accorder, la diriger et la contrôler, ainsi que la manière suivant laquelle elle prendra fin. Depuis 2012, en appui à la convention, Santé Canada et EACL ont enregistré leurs capacités de biodosimétrie radiologique auprès du Réseau d'intervention et d'aide (RANET) de l'AIEA.

Convention sur la notification rapide d'un accident nucléaire

Le Canada est l'un des signataires de la *Convention sur la notification rapide d'un accident nucléaire* élaborée sous les auspices de l'AIEA, qui prévoit un système de notification en cas d'accident nucléaire susceptible d'entraîner des rejets transfrontaliers qui pourraient être importants sur le plan de la sûreté radiologique pour un autre pays. Le moment et le lieu de l'accident, les rejets de matières radioactives et les autres données essentielles pour évaluer la situation doivent être rapportés à l'AIEA, directement, et à d'autres pays, directement ou par l'entremise de l'AIEA.

16.3 Préparation aux urgences dans le cas des Parties contractantes sans installation nucléaire

Cette partie de l'article 16 ne s'applique pas au Canada.

Chapitre III – Respect de la Convention (suite)

Partie D – Sûreté des installations

La partie D du chapitre III comprend trois articles :

Article 17 – Choix de site

Article 18 – Conception et construction

Article 19 – Exploitation

Article 17 – Choix de site

Chaque Partie contractante prend les mesures nécessaires pour que les procédures appropriées soient mises en place et appliquées en vue :

- (i) d'évaluer tous les facteurs pertinents liés au site qui sont susceptibles d'influer sur la sûreté d'une installation nucléaire pendant la durée de sa vie prévue
- (ii) d'évaluer les incidences qu'une installation nucléaire en projet est susceptible d'avoir, du point de vue de la sûreté, sur les individus, la société et l'environnement
- (iii) de réévaluer, selon les besoins, tous les facteurs pertinents mentionnés aux alinéas i) et ii) de manière à garantir que l'installation nucléaire reste acceptable du point de vue de la sûreté
- (iv) de consulter les Parties contractantes voisines d'une installation nucléaire en projet dans la mesure où cette installation est susceptible d'avoir des conséquences pour elles, et, à leur demande, de leur communiquer les informations nécessaires afin qu'elles puissent évaluer et apprécier elles-mêmes l'impact possible sur leur propre territoire de l'installation nucléaire du point de vue de la sûreté

Au Canada, l'expression « choix de site » comprend l'évaluation et le choix de l'emplacement. Les activités d'évaluation et de choix d'un site par un demandeur ne sont pas en soi réglementées. Cependant, dans le cadre de l'évaluation d'une demande de permis de préparation de l'emplacement, il est aussi déterminé si les motifs du choix du site sont acceptables. Le cadre et le processus de délivrance d'un permis de préparation de l'emplacement dans le cas d'une centrale nucléaire sont décrits à l'alinéa 7.2(ii), des renseignements plus précis étant fournis à l'alinéa 7.2(ii) b). Historiquement, une évaluation environnementale (EE) a été entreprise à la suite d'une demande de permis de préparation de l'emplacement ou d'une demande de permis ou de modification d'un permis visant la prolongation de la durée de vie d'une installation déjà en place. Les EE servent à déterminer si un projet particulier est susceptible d'entraîner des répercussions environnementales importantes, s'assurant ainsi que les effets négatifs potentiels importants sont cernés et atténués dans la mesure du possible. Pour une description plus détaillée des EE, voir l'alinéa 17(ii)a).

Au cours de la période de référence précédente, OPG a effectué de nombreuses évaluations de site dans le cadre du projet de construction d'une nouvelle centrale nucléaire à Darlington. L'EE effectuée au cours de la présente période de référence a mené à la conclusion que le projet n'était pas susceptible d'entraîner des effets néfastes importants. Après l'acceptation de l'EE par le gouvernement du Canada, un permis de préparation de l'emplacement a été délivré à OPG en août 2012. Des renseignements supplémentaires sont fournis à l'annexe 17.

Une EE a également été réalisée pour le projet de prolongation de la durée de vie des tranches de la présente centrale de Darlington. Pour plus de renseignements, voir l'alinéa 17(iii)b).

En vertu de la LCEE (2012), une EE est menée après la demande d'un permis de préparation de l'emplacement d'une nouvelle centrale nucléaire ou d'un nouveau petit réacteur modulaire. Il n'est plus nécessaire d'effectuer une EE dans le cas des projets de prolongation de la durée de vie d'une installation.

Tel qu'indiqué dans le document RD-346 de la CCSN, *Évaluation de l'emplacement des nouvelles centrales nucléaires*, il est prévu que le demandeur, avant que les processus d'EE et de délivrance de permis ne soient enclenchés, appliquera un processus rigoureux pour cerner les caractéristiques des sites proposés tout au long du cycle de vie de l'installation. Il devra aussi élaborer un plaidoyer bien documenté à l'appui du choix de site. Ce dossier constitue le cœur de l'information soumise à l'appui de l'EE et de la demande d'un permis de préparation de l'emplacement qui sera examinée par la CCSN et d'autres autorités fédérales pertinentes.

Information sur la conception de la centrale nucléaire pour démontrer qu'un site est approprié

En vertu de la LCEE (2012), les décisions de la CCSN relatives à une demande de permis de préparation de l'emplacement d'une nouvelle centrale nucléaire peuvent être prises en se fondant sur des renseignements généraux de conception de l'installation pour diverses conceptions de réacteur. Les renseignements fournis par le demandeur au sujet de la conception doivent être crédibles et en quantité suffisante pour permettre de déterminer de façon adéquate les évaluations des incidences environnementales et la pertinence du site pour un ensemble de conceptions de réacteur pouvant éventuellement être mises en service. L'annexe 17 donne un exemple.

Les informations relatives aux paramètres de conception limitatifs doivent être suffisantes pour décrire l'interface entre la centrale et le site et pour tenir compte des caractéristiques du site proposé. Le fondement de l'approche limitative est que les incidences environnementales de la conception du réacteur éventuellement retenue pour la construction devraient être moindres que les incidences limitatives évaluées et rapportées dans l'Énoncé des incidences environnementales (EIE). Cet énoncé est préparé dans le cadre du processus d'EE.

Bien que la CCSN accepte des renseignements généraux pour expliquer les motifs du choix du site, le niveau de vigilance réglementaire est accru durant les processus de délivrance des permis de construction et d'exploitation afin de confirmer que les revendications avancées sont valables. À l'étape de la demande d'un permis de construction, le demandeur devrait soumettre des renseignements détaillés sur la conception qui démontreront que les évaluations soumises auparavant demeurent valables. Si le niveau de détail des renseignements fournis au départ est limité, la probabilité qu'un empêchement important soit soulevé à l'étape du processus d'examen d'une demande de permis de construction est alors plus élevée. Par conséquent, il y va de l'intérêt du demandeur que les informations soumises soient aussi complètes que possible dès le départ.

Voici les renseignements sur la conception requis :

- une brève description technique de l'aménagement de l'installation (de nature préliminaire ou sous forme de schémas)
- des descriptions qualitatives de tous les principaux structures, systèmes et composants (SSC) qui pourraient avoir une incidence importante sur le déroulement et les conséquences des principaux types d'accident et de défaillance
- des descriptions qualitatives de la fonctionnalité des SSC importants pour la sûreté
- des descriptions qualitatives des principaux types d'accident et de défaillance pour pouvoir déterminer les séquences d'accident limitatives plausibles qui comportent des dangers externes (d'origine naturelle ou humaine), des accidents de dimensionnement et des accidents hors dimensionnement (accidents graves)

Aux fins de l'EE, les termes sources limitatifs doivent tenir compte des séquences d'accident pouvant se produire à une fréquence plus grande que 10^{-6} par réacteur par année. Pour les séquences ayant une fréquence plus petite que 10^{-6} , mais suffisamment près de cette fréquence, la justification de les exclure d'analyses plus approfondies devrait être fournie.

La CCSN s'attend à ce que les séquences d'accident grave soient traitées dans le cadre de l'évaluation du site réalisée en appui au processus de délivrance de permis (y compris aux fins de la planification des mesures d'urgence). Ces séquences comprennent, lorsque approprié, des événements touchant plus d'une tranche en même temps, y compris la perte de l'alimentation électrique réseau/centrale occasionnant une panne générale d'électricité ainsi que des événements qui comportent simultanément une perte de l'alimentation électrique hors site et l'impossibilité de mettre la source froide ultime en service par l'entremise des branchements normaux, et ceci pendant une longue période de temps.

Une description d'événements de criticité spécifiques (à l'extérieur du réacteur) doit être soumise, démontrant que ces événements ne dérogent pas aux critères établis dans les normes internationales et les lignes directrices nationales servant d'éléments déclencheurs d'une évacuation de la population.

Si le demandeur décide de présenter une demande de permis de préparation de l'emplacement sans avoir choisi de façon définitive la technologie de la centrale nucléaire, les activités visées par un tel permis seraient limitées aux activités de préparation de l'emplacement qui sont indépendantes de toute technologie de réacteur particulière (p. ex. enlever la végétation et niveler le site, construire les infrastructures de soutien comme les routes, les installations d'alimentation électrique pour le site, les services d'approvisionnement en eau et d'évacuation des eaux usées, mais excluant les travaux d'excavation pour établir le tracé de l'installation).

Quelle que soit l'approche retenue par un promoteur pour utiliser les renseignements sur la conception de l'installation à la défense de son choix de site, la CCSN s'attend fondamentalement à ce que le demandeur démontre qu'il a la capacité de se comporter comme un « acheteur intelligent ». C'est-à-dire qu'il devrait prouver qu'il connaît bien les technologies qu'il désire utiliser et les motifs justifiant le choix du site.

Critères généraux d'évaluation d'un site

Les renseignements joints à une demande de permis de préparation de l'emplacement sont évalués en fonction des critères du document RD-346 de la CCSN, *Évaluation de l'emplacement des nouvelles centrales nucléaires*. Ce document constitue une adaptation des principes énoncés dans le document d'exigences en matière de sûreté NS-R-3 de l'AIEA, *Évaluation de l'emplacement dans le cas des installations nucléaires* et les guides connexes. Le document RD-346 couvre des attentes canadiennes qui ne sont pas traitées dans le document NS-R-3, dont la protection de l'environnement, la sécurité du site et la protection des renseignements et des équipements réglementés. Plus précisément, le document RD-346 stipule les attentes de la CCSN à l'égard de l'évaluation de la pertinence d'un site tout au long de la durée de vie de la centrale nucléaire proposée, y compris :

- les effets possibles de phénomènes externes (séismes, ouragans et inondations) et de l'activité humaine sur le site

- les caractéristiques du site et du milieu environnant qui pourraient avoir une incidence sur la contamination des personnes et de l'environnement en cas de rejet de substances radioactives et de produits dangereux
- la densité et la répartition de la population, et les autres caractéristiques de la région, dans la mesure où elles peuvent affecter la mise en œuvre des mesures d'urgence (voir l'alinéa 16.1c)) et l'évaluation des risques pour les personnes, la population environnante et l'environnement

Le document RD-346 exige également que certains aspects, comme les exigences en matière de sécurité et de déclassement, la croissance démographique prévue à proximité de l'emplacement et la possibilité de prolonger la durée de vie de l'installation, soient tenus en compte au moment d'évaluer le site.

Les alinéas 17(i) et 17(ii) donnent des renseignements supplémentaires concernant les critères d'évaluation d'un site.

17(i) Évaluations de facteurs liés au site

Le guide de présentation d'une demande de permis de préparation de l'emplacement que la CCSN est présentement en voie de rédiger, donnera plus de précisions sur les critères à utiliser pour évaluer l'incidence du site sur la sûreté de la centrale nucléaire (l'alinéa 7.2(ii)b) donne plus de renseignements à ce sujet).

Le dossier à l'appui du choix du site devrait couvrir ses effets sur la sûreté de la centrale nucléaire. Ceci comprend la probabilité que l'emplacement soit inondé (raz-de-marée, rupture de barrage, etc.) ou frappé par un ouragan, une tornade, une tempête de verglas ou un autre phénomène météorologique violent, ou encore par une secousse sismique. Il n'existe pas de périodicité prescrite pour les phénomènes météorologiques, les inondations ou les vents violents. Toutefois, le demandeur est sensé proposer des périodes adéquates en se fondant sur les critères indiqués dans les documents de référence de l'AIEA cités dans le document RD-346, *Évaluation de l'emplacement des nouvelles centrales nucléaires* (p. ex. le guide de sûreté NS-G-3.4 et les normes de sûreté NS-G-1.5, NS-G-3.2, NS-G-3.4 et NS-G-3.5).

Le document RD-346 exige que le demandeur tienne compte des changements climatiques au moment d'évaluer l'effet possible de ces phénomènes. Un exemple de telles considérations dans le cas du projet de construction d'une nouvelle centrale nucléaire à Darlington est fourni à l'annexe 17.

Les facteurs liés au site englobent également la proximité de la centrale à une ou plusieurs des installations suivantes :

- les voies ferrées (risques de déraillement et de déversement de substances dangereuses)
- les trajectoires de vol des grands aéroports (risques d'écrasement d'avion dans les axes d'atterrissage et de décollage)
- les usines de produits chimiques toxiques (risques de rejets de substances toxiques)
- les parcs industriels comprenant une installation d'entreposage de propane ou une raffinerie (risques d'accidents industriels)
- les champs de tir militaires (risques présentés par des missiles perdus)

L'utilisation des terres près du site, l'accès au site, la préparation aux urgences et la sécurité ont également une incidence sur les préoccupations mentionnées dans les paragraphes précédents.

Les titulaires de permis doivent aussi effectuer une étude des dangers externes propres à leur site afin de déterminer les autres dangers qui peuvent nécessiter une EPS ou une analyse pour déterminer leurs effets. De plus, les titulaires de permis doivent considérer des combinaisons d'événements, y compris les événements consécutifs à d'autres et les événements corrélés. Les événements consécutifs à d'autres englobent des événements externes (p. ex. le blocage de la prise d'eau de refroidissement qui serait causé par des conditions météorologiques violentes ou un tsunami provoqué par un séisme) et des événements internes (p. ex. un incendie causé par un séisme). Les événements corrélés comprennent notamment les précipitations abondantes en même temps qu'un raz-de-marée ou des vents forts causés par un ouragan.

Les événements consécutifs à d'autres sont pris en compte dans l'EPS (voir l'alinéa 14(i)d)). Les rapports d'analyse de la sûreté des centrales nucléaires traitent des cas d'événement sélectionnés (voir l'alinéa 14(i)c)).

Le demandeur de permis tient compte de ces critères dans le cadre du processus de demande de chaque permis soumise en vertu de la LSRN (et dans l'EIE), ses résultats étant intégrés au dossier de sûreté. Les informations soumises dans le cadre de ce processus (et d'EE) donnent les caractéristiques du site pouvant avoir une incidence importante sur la sûreté de la centrale proposée et une évaluation de cette incidence. Ces caractéristiques comprennent :

- l'utilisation des terres
- la population actuelle et les prévisions au sujet de sa croissance
- les principales sources d'eau et l'écoulement des eaux
- l'utilisation faite de l'eau
- les conditions météorologiques
- les conditions sismologiques
- la géologie locale

17(ii) Répercussions de l'installation sur les personnes, la société et l'environnement

Le guide de présentation d'une demande de permis de préparation de l'emplacement, que la CCSN est présentement en voie de rédiger, donnera plus de précisions sur les critères à utiliser pour évaluer les répercussions de la centrale nucléaire sur la population avoisinante et sur l'environnement.

Avant que la CCSN ne délivre un permis de préparation de l'emplacement, une décision favorable concernant l'EE doit être rendue. Le processus d'EE évalue les répercussions sur l'environnement d'un projet de centrale nucléaire tout au long de son cycle de vie. La CCSN évalue séparément les mesures proposées par les demandeurs de permis à l'égard de la protection des personnes, de la société et de l'environnement en utilisant des critères concernant les programmes proposés par les titulaires de permis relatifs à la radioprotection (contrôle des doses) et à la protection de l'environnement (le contrôle des rejets de substances dangereuses).

Le rendement des titulaires de permis dans le DSR « Protection de l'environnement » est évalué chaque année à chacune des centrales nucléaires en exploitation et décrit dans le rapport intitulé *Évaluation intégrée en matière de sûreté des centrales nucléaires au Canada par le personnel de la CCSN*. Ce DSR comprend les programmes visant à protéger le public et l'environnement contre les rejets de substances radioactives et dangereuses. Au cours de la période de référence, tous les titulaires de permis ont démontré un rendement satisfaisant dans ce DSR. La définition

complète des DSR et les cotes de rendement attribuées aux titulaires de permis sont données respectivement aux tableaux F.1 et F.2 de l'appendice F.

L'alinéa 15c) donne une description des dispositions particulières prises pour contrôler et surveiller les rejets de substances radioactives dans l'environnement, ainsi que les rejets actuels au cours de la période de référence.

17(ii)a) Évaluation environnementale

La LSRN et ses règlements confèrent à la CCSN des pouvoirs considérables en matière de protection de l'environnement. Un élément important de toute décision ayant trait à la délivrance d'un permis est l'évaluation des répercussions du projet sur l'environnement. En parallèle, la LCEE exige également qu'une EE soit effectuée pour tout projet nucléaire désigné. À la suite de la promulgation de la LCEE (2012), qui remplaçait la LCEE (1992), la CCSN est devenue la seule autorité en matière de réglementation des EE pour les projets désignés et liés au nucléaire. Lorsqu'une EE doit être effectuée, la CCSN doit s'assurer que les exigences de la LSRN et de la LCEE sont respectées. L'alinéa 17(ii)a) donne une description du processus d'EE devant être suivi aux termes de la LCEE (2012).

Conformément à la LCEE (2012), les facteurs devant être pris en compte sont déterminés par la CCSN dans le cas des projets liés au nucléaire et ils doivent comprendre :

- les effets environnementaux du projet désigné, y compris ceux causés par les accidents ou défaillances pouvant en résulter, et les effets cumulatifs que sa réalisation, combinée à l'existence d'autres ouvrages ou à la réalisation passée ou future d'autres projets ou activités, est susceptible de causer à l'environnement
- l'importance de ces effets
- les commentaires reçus du public, conformément à la LCEE
- les mesures d'atténuation, réalisables sur les plans technique et économique, des effets environnementaux néfastes importants du projet désigné
- les exigences du programme de suivi du projet désigné
- les raisons d'être du projet désigné
- les solutions de rechange réalisables, sur les plans technique et économique, et leurs effets environnementaux
- les changements susceptibles d'être apportés au projet désigné à cause de l'environnement
- les résultats de toute étude pertinente effectuée par un comité constitué aux termes des articles 73 ou 74 de la LCEE
- tout autre élément utile à l'EE dont l'autorité responsable peut exiger la prise en compte

En outre, la LCEE (2012) indique que « Les connaissances des collectivités et les connaissances traditionnelles autochtones peuvent être prises en compte pour l'évaluation environnementale d'un projet désigné ».

La LCEE (2012) veille à ce que le public ait la possibilité de participer tout au long du processus d'EE. Par exemple, le public a toujours la possibilité de faire des commentaires au sujet des projets de rapport d'EE. L'importance des autres interventions de la part du public et le moment opportun de les faire sont à la discrétion de la CCSN et elles peuvent prendre différentes formes

dont un examen des documents de l'EE, des séances portes ouvertes, des ateliers de travail, des communications écrites et des audiences.

17(ii)b) Critères d'évaluation des répercussions en termes de sûreté d'une centrale nucléaire sur l'environnement et sur la population avoisinante

Les répercussions sur la santé de la population est mesurée d'après la dose totale que recevrait la population après des accidents de dimensionnement postulés. En supposant que la centrale nucléaire fonctionnera comme prévu en cas d'accident, il faut tenir compte des facteurs relatifs à la population afin de s'assurer que les limites réglementaires de dose de rayonnement seront respectées. Ces facteurs comprennent la taille de la population et sa répartition autour de la centrale ainsi que d'autres aspects socio-démographiques (zone suburbaine, rurale ou industrielle, présence d'écoles ou d'hôpitaux, etc.). Le demandeur couvre ces facteurs dans le rapport d'analyse de la sûreté, qui présente les résultats des calculs des doses de rayonnement prévues à la population et des vérifications de la conformité de la conception technique de la centrale nucléaire avec les objectifs de sûreté.

Le rapport d'analyse de la sûreté comprend des sections consacrées aux aspects suivants :

- les données démographiques
- les données météorologiques
- la sismicité
- les installations voisines
- l'activité aérienne et ferroviaire

Le document RD-346 stipule qu'une évaluation de l'acceptabilité d'un site doit prendre en compte :

- les caractéristiques de l'emplacement qui pourraient avoir des effets sur la population ou l'environnement
- la densité et la distribution de la population ainsi que d'autres caractéristiques de la zone de protection qui peuvent avoir un impact sur la mise en œuvre des mesures d'urgence ou sur l'évaluation des risques pour les individus, pour la population dans son ensemble et pour l'environnement
- les effets des événements externes d'origine naturelle ou humaine

Si l'évaluation d'un site soulève des préoccupations sur le plan de la sûreté que les caractéristiques de conception, les mesures de protection en place au site ou les procédures administratives ne peuvent compenser, le site est jugé inacceptable. L'évaluation d'un site comprend :

- une évaluation en fonction des objectifs de sûreté
- la prise en compte des facteurs évolutifs d'origine naturelle et humaine
- une évaluation des dangers associés aux événements externes
- la détermination des effets possibles de la centrale sur l'environnement
- la considération de la projection de la croissance démographique à proximité de l'emplacement, ainsi que la planification des mesures d'urgence qui tient compte de ces projections

L'annexe 17 donne un exemple d'une évaluation en fonction des objectifs de sûreté, dans le contexte de l'EIE préparé par OPG et de la demande d'un permis de préparation de l'emplacement qu'elle a soumise concernant le projet de construction d'une nouvelle centrale nucléaire à Darlington.

Les effets environnementaux sont évalués en mesurant les effets sur des paramètres dont l’approvisionnement en eau, la qualité de l’air, la faune, les lacs et les cours d’eau. Ces critères d’évaluation sont tirés des lignes directrices en matière d’EE et évalués par le demandeur au moment de préparer l’EIE (voir l’annexe 17(ii)a).

17(ii)c) Relations externes relatives aux projets de nouvelle centrale nucléaire

Les activités de relations externes auprès des parties intéressées et de la population vivant à proximité des sites potentiels sont importantes pour comprendre les incidences d’un projet de nouvelle centrale nucléaire sur la population et l’environnement et pour expliquer comment elles se produisent et comment elles sont évaluées. Au cours de la période de référence, OPG a organisé plusieurs activités de relations externes concernant son projet de construction d’une nouvelle centrale nucléaire au site de Darlington. L’alinéa 9c) donne une description détaillée de ces activités, celles-ci comprenant des consultations auprès des Autochtones.

17(iii) Réévaluation des facteurs liés au site

17(iii)a) Activités des titulaires de permis à l’égard du maintien d’un niveau acceptable de sûreté dans leurs centrales nucléaires, compte tenu des facteurs liés à leur site

La conformité continue des centrales nucléaires aux critères mentionnés aux alinéas 17(i) et 17(ii) fait l’objet d’une vérification périodique. Les changements éventuels au contexte démographique ou aux conditions de l’environnement local comprennent entre autres :

- de nouveaux éclaircissements provenant de mises à jour des études des dangers
- la présence de nouvelles installations dans la région avoisinante – par exemple une raffinerie de pétrole, un couloir ferroviaire, des axes d’atterrissage et de décollage ou une usine de produits chimiques
- les changements climatiques

Des changements de ce genre doivent être étudiés dans le cadre d’activités telles que les examens réguliers des mesures d’intervention en cas d’urgence, des mesures de sécurité et du rapport d’analyse de la sûreté.

Une condition des permis d’exploitation de centrale nucléaire cite le document S-99 de la CCSN, *Rapports à soumettre par les exploitants de centrales nucléaires* et chaque titulaire de permis de centrale nucléaire est donc tenu de déposer régulièrement auprès de la CCSN certains rapports décrivant les effets de ces centrales sur l’environnement. Par exemple, le document S-99 indique que le rapport d’analyse de la sûreté doit être mis à jour et soumis à nouveau tous les trois ans. Cette mise à jour prend en compte toute nouvelle technique ou information pertinente, ceci pouvant comprendre des nouvelles données ou de nouveaux éclaircissements au sujet des événements externes. Un autre rapport devant être soumis est un rapport annuel faisant état des résultats du programme de surveillance radiologique de l’environnement, ainsi qu’une analyse des résultats et des estimations des doses de rayonnement au public causées par l’exploitation des centrales nucléaires. Les résultats de ces programmes servent à s’assurer que ces doses ne dépassent pas les limites réglementaires de dose effective au Canada.

Le document S-294 de la CCSN, *Études probabilistes de sûreté (EPS) pour les centrales nucléaires* est également cité dans les permis d’exploitation de centrale nucléaire. Ce document

exige qu'une EPS soit effectuée dans le cas de chaque centrale, y compris une EPS de niveau 2, afin de tenir compte des événements externes (tout événement résultant de l'environnement incluant, entre autres, les tremblements de terre, les inondations et les ouragans). Les EPS sont décrites de façon plus détaillée à l'alinéa 14(i)d).

Les mesures prises par les titulaires de permis en réponse à l'accident de Fukushima pour réévaluer les facteurs liés au site et pour prendre en compte les résultats sont décrites à l'alinéa 17(iii)c ci-après. D'autres exemples spécifiques non liés à l'accident de Fukushima sont fournis à l'annexe 17(iii)a).

17(iii)b Résultats des évaluations environnementales liées aux projets de prolongation de la durée de vie

Une évaluation des effets sur l'environnement des projets de prolongation de la durée de vie de centrale nucléaire contribue à s'assurer qu'il sera possible de continuer de protéger l'environnement pendant l'exploitation de ces centrales. Au cours de la période de référence, en vertu de la LCEE (2012), un examen préalable à une EE a été réalisé pour le projet de prolongation de la durée de vie de la centrale nucléaire de Darlington. La CCSN a jugé que le projet n'était pas susceptible d'entraîner des effets néfastes importants sur l'environnement, en tenant compte des mesures d'atténuation proposées à l'égard de facteurs comme le biote aquatique, la qualité de l'eau et la qualité de l'air. Pour des renseignements supplémentaires sur les projets de ce type, voir la section D.2 du chapitre I et l'alinéa 14(ii).

17(iii)c Réévaluation des facteurs liés au site après l'accident de Fukushima

Dans le cadre des activités pour donner suite à l'accident de Fukushima, les titulaires de permis ont examiné des événements encore plus graves que ceux qui ont été historiquement considérés comme plausibles ainsi que leurs effets sur les centrales nucléaires. Ces événements comprennent habituellement les séismes, les incendies, les inondations, les phénomènes météorologiques extrêmes (p. ex. les vents violents et les pluies abondantes) et les événements d'origine humaine (p. ex. des explosions). Plus particulièrement, les titulaires de permis de centrale nucléaire ont démontré que le risque que représentent les tsunamis est négligeable dans le cas des centrales nucléaires au Canada. Néanmoins, RNCan a effectué une évaluation probabiliste préliminaire des dangers associés aux tsunamis au Canada. Étant le seul titulaire de permis ayant une centrale nucléaire située sur les côtes du Canada (Point Lepreau), ENNB a choisi d'étudier plus en profondeur le risque d'un tsunami afin d'être certain qu'il demeure faible. Ce travail est en cours.

Suite à un examen, le Groupe de travail de la CCSN sur Fukushima a confirmé à nouveau la robustesse des centrales nucléaires canadiennes face aux dangers externes graves. Ce groupe de travail a cependant conclu que la liste des risques externes et les analyses servant à déterminer leurs effets en sont à diverses étapes d'avancement à chaque centrale (ceci est dû au fait que certaines centrales nucléaires ne seront pas entièrement conformes aux conditions du document S-294 avant 2014).

Le Groupe de travail de la CCSN a confirmé que les centrales qui ont été réévaluées dans le cadre des activités de réfection ont fait l'objet d'un examen des risques externes, et que leurs fondements de la conception sont, dans la mesure du possible, conformes aux normes et pratiques modernes. Pour plus de renseignements au sujet des évaluations des dangers externes réalisées pour prolonger la durée de vie des centrales nucléaires, voir l'alinéa 14(i)d).

Dans le cas des centrales nucléaires qui n'ont pas fait l'objet d'une réfection, les niveaux d'importance des événements externes pris en compte dans la conception sont conformes aux normes applicables au moment du processus d'autorisation initial, et ils sont généralement très prudents. Toutefois, la justification des niveaux d'importance choisis pour les dangers hors dimensionnement n'était pas toujours documentée adéquatement ou de manière uniforme. De plus, la portée des évaluations et les niveaux d'importance des événements pris en compte étaient, dans certains cas, inférieurs aux meilleures pratiques actuelles sur le plan international. Cependant, aucun événement externe ne nécessite que des mesures immédiates de la part de la CCSN ou des titulaires de permis soient prises.

Le Groupe de travail de la CCSN sur Fukushima a recommandé que les titulaires de permis réalisent des évaluations plus exhaustives des risques externes propres à leur site afin de démontrer que :

- le degré d'importance des dangers externes associés aux accidents de dimensionnement et aux accidents hors dimensionnement qui ont été pris en compte sont conformes aux meilleures pratiques internationales actuelles
- les conséquences des événements engendrés par des événements externes sont moindres que les limites applicables

Les titulaires de permis ont complété divers travaux en réponse à cette recommandation, y compris des examens des raisons justifiant le choix des événements externes, l'achèvement ou la mise à jour d'EPS et l'élargissement de leur portée pour y inclure les analyses des dangers externes propres à chacun des sites. Les titulaires de permis de centrale nucléaire ont soumis à la CCSN les méthodes qu'ils utilisent pour répertorier les dangers externes et pour effectuer les analyses servant à déterminer leurs effets. L'annexe 14(i)d) donne des renseignements plus précis sur les progrès réalisés au chapitre des EPS à chacune des centrales nucléaires.

Pour des renseignements plus détaillés sur les activités au Canada visant à réévaluer les facteurs liés au site en réponse à l'accident de Fukushima, voir le *Rapport national du Canada pour la deuxième réunion extraordinaire de la Convention sur la sûreté nucléaire*.

17(iv) Consultation auprès d'autres Parties contractantes susceptibles d'être touchées par les installations

La loi et les procédures canadiennes (plus particulièrement, la LCEE et ses règlements ainsi que le Processus fédéral d'évaluation et d'examen en matière d'environnement) n'obligent pas les entreprises qui envisagent de construire une centrale nucléaire au Canada susceptible d'avoir des répercussions sur les États-Unis de consulter les autorités américaines ou la population américaine relativement au choix de l'emplacement de la centrale. Cependant, la LCEE (2012) exige que les changements qui risquent d'être causés à l'environnement à l'étranger soient évalués. Des représentants ou des personnes relevant d'autres autorités ont la possibilité de participer au processus fédéral d'EE de même qu'au processus de délivrance de permis de la CCSN.

En outre, les gouvernements du Canada et des États-Unis, en collaboration avec ceux des états et des provinces, doivent disposer de programmes destinés à réduire, à contrôler et à éviter la pollution émanant de sources industrielles. Ces programmes comportent des mesures de limitation des déversements de substances radioactives dans le bassin des Grands Lacs, en vertu de l'*Accord relatif à la qualité de l'eau dans les Grands Lacs*.

La CCSN et son équivalent américain (la Nuclear Regulatory Commission des États-Unis) sont tous deux rompus aux pratiques de la coopération et de la consultation depuis les années 1950. En 1996, les deux organismes ont conclu un accord administratif bilatéral portant sur la coopération et l'échange d'information concernant la réglementation nucléaire. Cet engagement prévoit, dans les limites permises par les lois et les politiques de chaque pays, l'échange de données techniques relatives à la réglementation des aspects suivants : la santé, la sûreté, la sécurité, les garanties, la gestion des déchets et la protection de l'environnement en ce qui concerne le choix de l'emplacement, la construction, la mise en service, l'exploitation et le déclassement de toute installation nucléaire désignée au Canada et aux États-Unis.

Article 18 – Conception et construction

Chaque Partie contractante prend les mesures appropriées pour que :

- i) Lors de la conception et de la construction d'une installation nucléaire, plusieurs niveaux et méthodes de protection fiables (défense en profondeur) soient prévus contre le rejet de matières radioactives, en vue de prévenir les accidents et d'atténuer leurs conséquences radiologiques au cas où de tels accidents se produiraient.
- ii) Les technologies utilisées dans la conception et la construction d'une installation nucléaire soient éprouvées par l'expérience ou qualifiées par des essais ou des analyses.
- iii) La conception d'une installation nucléaire permette un fonctionnement fiable, stable et facilement maîtrisable, les facteurs humains et l'interface homme-machine étant pris tout particulièrement en considération.

La conception de toutes les centrales nucléaires en exploitation au Canada est de type CANDU. Les réacteurs CANDU sont caractérisés par l'utilisation de l'eau lourde comme caloporteur primaire et modérateur ainsi que par des canaux de combustible et des grappes de combustible qui permettent d'effectuer le rechargement lorsqu'ils fonctionnent. Des caractéristiques de conception de ces réacteurs relatives à la défense en profondeur sont décrites à l'annexe 18(i). Les premier et deuxième rapports canadiens contiennent une grande quantité d'information sur l'évolution de la conception et de la construction des centrales nucléaires de type CANDU. Le Canada parraine un programme important de R-D portant sur les domaines de la conception et de la construction. Pour plus de renseignements, voir l'appendice E.

Des activités liées à la conception et la construction de nouvelles centrales nucléaires au Canada étaient en cours pendant la période de référence. L'alinéa D.3 du chapitre I fournit de l'information contextuelle sur le processus de demande de permis au Canada dans le cas des projets de nouvelle centrale nucléaire. Au cours de la période de référence, pour donner suite à l'EE liée à son permis de préparation de l'emplacement dans le cadre du projet de construction d'une nouvelle centrale nucléaire au site de Darlington, OPG a évalué les différents systèmes d'eau de refroidissement possibles (pour plus de renseignements, voir l'annexe 17). Elle a également complété un nombre de projets visant à s'assurer que le site sera prêt, y compris le nettoyage du site, l'interruption de services et l'abandon ou la relocalisation de bâtiments déjà en place. Des études géotechniques et des prises de mesures géophysiques ont également été complétées en 2010. En 2012, OPG a retenu les services de Westinghouse et de SNC-Lavalin/Candu Énergie pour préparer des plans, des échéanciers et des estimations des coûts détaillés pour la construction d'une centrale dont le réacteur serait de type AP1000 et d'une autre dont le réacteur serait de type EC6. Une analyse des soumissions reçues des fournisseurs est présentement en cours. Des rapports officiels seront fournis au gouvernement de la province de l'Ontario au cours de la prochaine période de référence afin d'éclairer sa décision à l'égard de la mise en œuvre de projets de construction de nouvelle centrale nucléaire.

L'alinéa 7.2(ii) décrit le cadre général et le processus pour délivrer un permis de construction d'une installation nucléaire de catégorie IA (les centrales nucléaires étant un exemple). Afin d'être prête à traiter les demandes de permis actuelles et potentielles concernant de nouvelles

centrales nucléaires, la CCSN continue de mettre à jour ses exigences en matière de conception des centrales nucléaires, d'effectuer des examens préalables de la conception des réacteurs des fournisseurs et de participer au Programme multinational d'évaluation de la conception (MDEP). Ces activités sont décrites dans les alinéas qui suivent. La CCSN élabore également des procédures de travail à usage interne afin de faciliter la coordination des informations soumises à l'appui des demandes de permis de construction d'une centrale nucléaire. Les alinéas 7.2(ii)a) et 8.1d) donnent une description plus détaillée de ces procédures de travail.

Des exigences particulières de conception et des dispositions particulières à l'intention des titulaires de permis se rapportant à la défense en profondeur, aux technologies éprouvées et à un fonctionnement fiable, stable et facilement maîtrisable sont décrites respectivement aux alinéas 18(i), 18(ii) et 18(iii), ces exigences et dispositions s'appliquant autant aux éventuels projets de nouvelles centrales nucléaires qu'à celles présentement en exploitation.

Mise à jour des exigences de conception pour les projets de nouvelle centrale nucléaire

Une mise à jour des critères utilisés par la CCSN pour évaluer les conceptions de nouvelle centrale nucléaire est en cours afin de les rendre neutres sur le plan technologique et de permettre la délivrance de permis pour une gamme importante de réacteurs de différentes technologies, grosseurs et applications, et même ceux qui ne sont pas refroidis à l'eau.

Le document RD-337 de la CCSN, *Conception des nouvelles centrales nucléaires* décrit les attentes à l'égard de la conception de nouvelle centrale nucléaire refroidie à l'eau. Le document RD-337 incarne en grande partie l'adoption par la CCSN des principes énoncés dans le document NS-R-1 de l'AIEA, *Sûreté des centrales nucléaires : conception*, et l'adaptation de ces principes aux pratiques en usage au Canada. Il stipule, dans la mesure du possible, des exigences neutres sur le plan technologique relatives à la défense en profondeur, à l'utilisation de technologies éprouvées et à un fonctionnement facilement maîtrisable (p. ex. fiabilité, facteurs humains) aux centrales nucléaires. Tout comme le document NS-R-1 de l'AIEA, le document RD-337 stipule que le concept de défense en profondeur doit être appliqué à toutes les activités organisationnelles et comportementales, ainsi qu'aux activités de conception liées à la sûreté et à la sécurité, afin de s'assurer que celles-ci soient couvertes par des mesures qui se recoupent. La portée du document RD-337 dépasse celle du document NS-R-1 en ce qui concerne l'examen des liens entre la conception des centrales nucléaires et d'autres sujets, tels que la protection de l'environnement, les garanties et la planification des mesures d'urgence. Des renseignements supplémentaires sur le document RD-337 sont fournis à l'annexe 18.

L'examen réglementaire par la CCSN d'une demande de permis de construction consistera en une évaluation, article par article, de la conception proposée par rapport aux exigences du document RD-337.

Mise à jour de la conception des centrales nucléaires actuelles

Dans le cas des centrales nucléaires actuelles, les titulaires de permis ont apporté des améliorations à leur conception de façon continue, même si plusieurs des mises à jour des exigences de conception ont été effectuées après que les centrales nucléaires furent construites. Bien que le document RD-337 ne soit pas cité dans les permis d'exploitation des centrales nucléaires actuelles, des changements ont été apportés à la conception afin de tenir compte des autres nouvelles normes et exigences qui ont été ajoutées régulièrement à ces permis au moment de les renouveler ou de les modifier (tel que décrit à l'alinéa 7.2(ii)d)).

De plus, les projets de prolongation de la durée de vie ont fourni l'occasion de mettre à niveau la conception des réacteurs CANDU en cause en l'harmonisant avec les exigences du document RD-337 et d'autres nouvelles normes, qu'ils soient ou non cités dans les permis d'exploitation. Les examens intégrés de sûreté (EIS) effectués dans le cadre des projets de prolongation de la durée de vie permettent aux titulaires de permis de déterminer les modifications raisonnables et pratiques à apporter pour améliorer la sûreté de l'installation à un niveau se rapprochant de celui décrit dans les normes modernes. Des programmes intégrés de mise en œuvre font ressortir les forces et faiblesses de chacun des facteurs de sûreté que couvre l'EIS, les classent en fonction de leur importance en matière de sûreté, et établissent la priorité des mesures correctives et des améliorations à la sûreté. Au Canada, les améliorations apportées à la conception dans le cadre des projets de prolongation de la durée de vie ont pris en compte les différents facteurs couverts aux alinéas 18(i), (ii) et (iii) du présent article. L'approche réglementaire globale en ce qui concerne la prolongation de la durée de vie est décrite à l'alinéa 7.2(ii)d) et les éléments de l'évaluation de la sûreté effectuée dans le cadre d'un EIS sont décrits à l'alinéa 14(i)g). L'annexe 18(i) donne des exemples de changements apportés à la conception des centrales nucléaires actuelles, dont celles qui ont fait l'objet d'une réfection, dans le cadre des efforts globaux pour améliorer la défense en profondeur.

Réponse à l'accident de Fukushima – Considérations en matière de conception

La CCSN révisé présentement ses exigences et orientations en matière de conception, à la lumière des leçons tirées de l'accident survenu à Fukushima. Elle examine et, au besoin, modifie les documents d'application de la réglementation afin d'y incorporer des conclusions particulières du Groupe de travail de la CCSN sur Fukushima qui sont liées à la conception, tant pour les centrales nucléaires actuelles que pour les nouvelles centrales. Ces modifications mettront à jour certaines exigences et attentes de dimensionnement et hors dimensionnement, dont celles se rapportant aux sujets suivants :

- dangers externes et méthodes d'évaluation de leur importance
- objectifs probabilistes de sûreté
- dispositifs de conception complémentaires à la fois pour la prévention et l'atténuation des accidents graves
- dispositifs de sûreté passifs
- transfert et stockage du combustible
- caractéristiques de conception qui faciliteraient la gestion des accidents

La liste des documents d'application de la réglementation qui sont en voie d'être modifiés ou élaborés pour tenir compte des leçons tirées de l'accident de Fukushima se trouve à l'alinéa 7.2(i)b). La partie du cadre de réglementation portant sur les facteurs humains et organisationnels et s'appliquant aux centrales nucléaires actuelles et aux projets de nouvelle centrale nucléaire est aussi en évolution, en partie pour tenir compte des leçons tirées de l'accident de Fukushima. Pour plus de renseignements, voir l'alinéa 12(j) et l'annexe 18.

La CCSN se prépare présentement à évaluer des demandes possibles relatives à des petits réacteurs. L'annexe 7.2(i)c) donne une description du cadre de réglementation qui s'applique aux petits réacteurs.

Programme multinational d'évaluation de la conception

La CCSN participe activement au MDEP auquel se sont ajoutés des représentants de dix pays, l'AEN remplissant la fonction de secrétariat technique. Le MDEP vise à harmoniser les exigences et pratiques réglementaires et à :

- améliorer la coopération multilatérale tout en respectant les cadres de réglementation actuels
- encourager la convergence multinationale des codes, normes et objectifs en matière de sûreté
- appliquer des résultats du MDEP afin de faciliter la délivrance de permis pour de nouveaux réacteurs, y compris ceux en passe d'être développés par la Tribune internationale sur la génération IV

La participation de la CCSN au MDEP touche plusieurs domaines d'intérêt pour le Canada dont :

- des questions et activités en matière de sûreté particulières à la conception des réacteurs des types EPR d'AREVA et AP1000 de Westinghouse
- des activités particulières à des questions comme :
 - les méthodes par lesquelles les inspections multinationales de fournisseur peuvent être utilisées
 - la convergence des codes et normes pour les composants des enveloppes sous pression
 - la recherche de solutions à des questions de réglementation concernant les normes relatives aux instruments et dispositifs de contrôle-commande numériques

Examens préalables de la conception des réacteurs des fournisseurs

La CCSN a établi un processus qui, à la discrétion des fournisseurs, peut être appliqué pour évaluer la conception d'une centrale nucléaire en se fondant sur la technologie d'un fournisseur de réacteur. Le mot « préalable » signifie qu'un examen de la conception est entrepris avant qu'une demande de permis n'ait été soumise à la CCSN. Ce processus ne mène pas à l'accréditation d'une conception de réacteur ou à la délivrance d'un permis en vertu de la LSRN et il n'est pas nécessaire qu'il soit achevé dans le cadre du processus de délivrance de permis pour une nouvelle centrale nucléaire. Les conclusions de tout examen de la conception ne lient en rien ni n'influencent les décisions de la Commission.

Ce processus est utilisé par un fournisseur afin d'évaluer, du point de vue des risques de l'entreprise, s'il est possible que sa conception de réacteur sera acceptée en tenant compte des exigences et attentes réglementaires au Canada. Ceci comprend la détermination des barrières fondamentales à la délivrance d'un permis pour une nouvelle conception au Canada. La CCSN a élaboré des procédures de travail à usage interne afin d'encadrer l'évaluation des informations soumises par le fournisseur. Le processus comprend trois phases distinctes. Habituellement, la CCSN fournit un rapport confidentiel au fournisseur à la fin de chaque phase et un sommaire de celui-ci est affiché sur le site Web de la CCSN. Les phases de ce processus et l'état d'avancement d'examens particuliers sont décrits à l'annexe 18.

La CCSN juge que les examens préalables de la conception des réacteurs des fournisseurs ont été d'une très grande utilité, non seulement comme moyen de préparation en vue de futures demandes de permis, mais également par l'occasion qu'ils offrent d'étudier de nouvelles

questions de conception et leur incidence possible sur le cadre de réglementation. Ce processus et les activités dans le cadre du MDEP ont contribué de façon importante à préparer la CCSN à réaliser d'éventuelles activités de délivrance de permis. OPG trouve également que ces examens préalables l'ont aidée à formuler sa demande d'un permis de préparation de l'emplacement dans le cadre du projet de construction d'une nouvelle centrale au site de Darlington, particulièrement en ce qui a trait au choix des technologies à utiliser comme fondement pour l'approche de délimitation.

Activités liées à la conception des réacteurs CANDU

Candu Énergie développe présentement le réacteur de type EC6, une conception de troisième génération qui constitue une évolution de la conception de référence CANDU 6 (Qinshan, Chine). La conception de ce réacteur vise à respecter ou dépasser les normes réglementaires actuelles telles qu'énoncées dans les documents RD-337, *Conception des nouvelles centrales nucléaires* et RD-310, *Analyses de sûreté pour les centrales nucléaires*. Plus particulièrement, cette évolution comprend l'ajout d'un nouveau système de sûreté (un système caloporteur d'urgence) et elle tient compte d'exigences relatives aux objectifs de sûreté, aux accidents graves, au critère de défaillance simple, au classement des systèmes, à la conception du confinement pour tenir compte des actes malveillants et à la fréquence des séismes. La réponse de CANDU Énergie à l'accident de Fukushima comprenait un examen attentif de la conception du réacteur de type EC6 afin de s'assurer qu'elle bénéficie au maximum des leçons tirées de cet accident et des examens nationaux et internationaux connexes.

Candu Énergie a contribué à la réponse globale du secteur nucléaire à l'accident de Fukushima, participant à une réévaluation de la sûreté des réacteurs CANDU en place. CANDU Énergie a pris part aux travaux pour déterminer si, en se fondant sur les leçons tirées de Fukushima, des changements doivent être apportés à la conception, à l'équipement ou aux procédés.

Code de conduite nucléaire pour les pays fournisseurs de centrale nucléaire

Le Canada a continué de participer à l'initiative parrainée par le Carnegie Endowment for International Peace qui vise à élaborer un document intitulé *Principes de conduite pour les exportateurs de centrale nucléaire* (appelé auparavant *Code de conduite pour les fournisseurs*). Le but de ce document est de servir de complément aux lois et règlements nationaux, aux lois et normes internationales et aux recommandations d'institutions, telle l'AIEA, qui font la promotion de l'utilisation pacifique de la technologie nucléaire comme source d'énergie sûre, sécuritaire, fiable et efficace. Au cours de la période de référence, des réunions visant à produire une version finale des principes de conduite ont eu lieu à Tokyo, Pittsburgh, Moscou et Bruxelles. Le document énonce des principes importants à l'égard de l'exportation de centrale nucléaire, ceux-ci couvrant les sujets suivants : la sûreté, la santé, la radioprotection, la sécurité physique, la protection de l'environnement, la manutention du combustible usé et des déchets nucléaires, l'indemnisation applicable aux dommages nucléaires, la non-prolifération et les garanties et l'éthique.

18(i) Prise en compte de la défense en profondeur au stade de la conception et de la construction

Afin de s'assurer que la probabilité de défaillances ou de combinaisons de défaillances entraînant des conséquences radiologiques importantes soit faible, l'application de la notion de défense en profondeur à la conception signifie notamment de prévoir :

- une conception prudente et un niveau élevé de qualité de la construction de la centrale afin de réduire au minimum les conditions anormales de fonctionnement ou défaillances
- l'interposition de multiples barrières physiques pour prévenir les rejets de substances radioactives dans l'environnement
- la disponibilité de plusieurs moyens d'accomplir les fonctions de sûreté de base (notamment le contrôle de la réactivité, l'évacuation de la chaleur et le confinement des substances radioactives)
- le recours à des dispositifs de protection fiables, s'ajoutant aux caractéristiques de sûreté intrinsèques
- l'adjonction au système de commande normal de la centrale nucléaire de dispositifs de déclenchement automatique des systèmes de sûreté ou de l'intervention directe de l'opérateur
- de l'équipement et des procédures permettant la détection des défaillances ainsi que des mesures de prévention des accidents afin de contrôler le déroulement des accidents et d'en limiter les conséquences

L'approche du Canada à l'égard de la sûreté des centrales nucléaires est née du constat que même les systèmes bien conçus et bien construits peuvent connaître des défaillances. Cependant, lorsque la stratégie de défense en profondeur est bien appliquée, il n'y a aucun risque qu'une seule erreur humaine ou une seule défaillance mécanique puisse compromettre la santé et la sécurité des personnes et la protection de l'environnement. L'accent a été mis sur le choix de l'équipement dont la conception comporte des modes de fonctionnement « à sûreté intégrée » qui assurent le maintien de la sûreté en cas de défaillance d'un composant ou d'un système. Cette approche préconise également qu'il faut disposer de systèmes de sûreté distincts et indépendants, qui peuvent faire l'objet d'essais périodiques visant à démontrer leur capacité à remplir leurs fonctions comme prévu.

Les conceptions des centrales nucléaires au Canada, leurs réacteurs étant tous de type CANDU, comprennent plusieurs caractéristiques servant à prévenir les accidents et à atténuer leurs impacts s'il devait en avoir. Pour chaque réacteur, un inventaire important d'eau froide, capable d'assurer un refroidissement passif, entoure le combustible, procurant ainsi assez de temps pour mettre en œuvre des mesures à long terme d'atténuation des accidents. En outre, les réacteurs CANDU possèdent deux groupes d'alimentation électrique de secours et de circuits d'eau de refroidissement qui sont indépendants l'un de l'autre, séparés physiquement et diversifiés.

Certains des critères ayant servi à la conception des centrales nucléaires en exploitation au Canada et contribuant à la défense en profondeur sont décrits conjointement avec les critères d'analyse de la sûreté à l'alinéa 14(i)c). Des critères de conception et des exigences particuliers cités dans les permis d'exploitation des centrales nucléaires actuelles proviennent de normes de la CSA, dont :

- la norme N285.0, *Exigences générales relatives aux systèmes et composants sous pression des centrales nucléaires CANDU*

- la norme N293, *Protection contre l'incendie dans les centrales nucléaires CANDU*

Le document RD-337 contient également des exigences mises à jour relativement à la défense en profondeur (voir l'annexe 18) qui seront appliquées aux projets de nouvelle centrale nucléaire et prises en compte dans le cas de la réfection des réacteurs. Au cours de la période de référence, différentes améliorations ont été apportées à la conception des centrales nucléaires en place afin de rehausser la défense en profondeur. En particulier, des améliorations de la conception ont été apportées dans le cas des centrales qui font l'objet d'une réfection ou pour lesquelles une réfection est envisagée. Se fondant sur des examens systématiques en fonction des normes modernes, des titulaires de permis de centrale nucléaire ont apporté, pendant les travaux de réfection, des modifications qui réduisent la probabilité et les conséquences de dommages graves au cœur du réacteur et d'un rejet important de matières radioactives.

Les travaux de réfection des tranches 1 et 2 de la centrale de Bruce-A et de la centrale de Point Lepreau afin de prolonger leur durée de vie et de poursuivre leur exploitation ont été complétés au cours de la période de référence. Des travaux ont également été complétés à la centrale de Pickering-B en préparation à la prolongation de sa durée de vie de manière progressive. L'annexe 18 (i) donne des exemples d'améliorations apportées à la défense en profondeur des réacteurs CANDU en exploitation au Canada, y compris celles mises de l'avant au cours des projets de prolongation de la durée de vie.

La réfection de la centrale de Point Lepreau constitue un cas particulièrement intéressant parce que l'accident de Fukushima s'est produit pendant sa réfection. Plusieurs des améliorations possibles de la sûreté recommandées par le Groupe de travail de la CCSN sur Fukushima avaient été mises en œuvre ou étaient en voie de l'être à cette centrale dans le cadre des activités de réfection déjà prévues.

Le personnel de la CCSN a jugé que le niveau de la défense en profondeur était acceptable à toutes les centrales nucléaires canadiennes au cours de la période de référence. Il a également évalué de façon particulière le niveau de la défense en profondeur de ces centrales à la lumière de l'accident survenu à Fukushima. Le Groupe de travail de la CCSN sur Fukushima a conclu que le fondement de conception des centrales nucléaires au Canada est exhaustif, et que les centrales satisfont aux exigences en la matière. De plus, il a également conclu que le risque pour le public canadien que posent les accidents hors dimensionnement aux centrales nucléaires est très faible. En tenant compte des caractéristiques de conception et de la défense en profondeur décrite précédemment, suffisamment de temps serait nécessaire pour l'atténuation à long terme des accidents hors dimensionnement. Bien que le risque d'un accident soit très faible, les exploitants des centrales nucléaires mettent en œuvre plusieurs modifications visant à améliorer la capacité de leurs centrales à résister à une perte prolongée de l'alimentation électrique et à d'autres dangers tels que la perte de toutes les sources froides. La CCSN applique des mesures dont une révision de ses exigences réglementaires, notamment celles portant sur la conception de nouvelles centrales nucléaires. Des renseignements supplémentaires au sujet de l'évaluation de la défense en profondeur pour tenir compte des leçons tirées de l'accident de Fukushima sont fournis à l'annexe 18(i).

18(ii) Utilisation de technologies éprouvées

Des mesures destinées à assurer l'utilisation de technologies de pointe éprouvées s'inscrivent dans le processus canadien de délivrance de permis. À chaque étape de ce processus, des documents décrivant la technologie employée doivent être soumis à des fins de validation et de vérification. Ces documents comprennent le rapport d'analyse de la sûreté, qui contient l'information relative à la conception et aux analyses de la sûreté effectuées, et le programme d'assurance de la qualité s'appliquant à la conception et à ces analyses.

Les critères et principes de sûreté relatifs à la conception des centrales CANDU établissent que la conception et la construction de tous les SSC doivent être conformes aux meilleurs codes, normes ou pratiques pertinents et que ceci doit être confirmé par l'entremise d'un mécanisme de vérification indépendant.

Par exemple, dans le cas des enveloppes sous pression, les centrales nucléaires actuelles répondent aux exigences de la norme N285.0 de la CSA, *Exigences générales relatives aux systèmes et composants sous pression des centrales nucléaires CANDU*, celle-ci étant citée dans le permis d'exploitation. La CCSN examine la conception en fonction des exigences de la LSRN et des règlements connexes et approuve le classement en se référant aux exigences dans la norme N285.0. Le titulaire de permis enregistre ensuite la conception auprès d'un organisme d'inspection autorisé. Celui-ci effectuera des vérifications lors des travaux de fabrication, fera des inspections pendant les travaux de construction/d'installation ainsi que les essais et contresignera les résultats des essais de pressurisation.

Les activités de recherche et de développement portant sur les recombineurs autocatalytiques passifs et l'installation de cet équipement à toutes les centrales nucléaires CANDU au Canada constituent un exemple de l'application de technologies de pointe. Pour plus de renseignements, voir l'alinéa 18(ii).

Les permis d'exploitation de centrale nucléaire exigent que le rapport d'analyse de la sûreté soit mis à jour au moins tous les trois ans. Tel que mentionné à l'alinéa 14(i)c), les outils et les méthodes servant à la préparation du rapport d'analyse de la sûreté doivent avoir fait leurs preuves à l'échelle nationale ou internationale, et doivent aussi être validés en les comparant à des données d'essais et à des solutions de référence pertinentes. Pour mettre à jour ce rapport, les méthodes, les programmes informatiques, les résultats des activités de R-D et les données expérimentales les plus récents doivent être utilisés. Par conséquent, plusieurs des événements décrits dans le rapport d'analyse de la sûreté sont souvent analysés de nouveau dans les versions mises à jour.

Une autre condition des permis d'exploitation exige que les titulaires de ces permis utilisent des programmes informatiques d'analyse de la sûreté qui ont été validés conformément aux exigences du document N286.7 de la CSA, *Assurance de la qualité des programmes informatiques scientifiques, d'analyse et de conception des centrales nucléaires*.

De plus, le document RD-310 de la CCSN, *Analyse de la sûreté pour les centrales nucléaires*, qui était en voie d'être ajouté aux permis d'exploitation au cours de la période de référence, stipule que les méthodes de calcul ou les programmes informatiques ainsi que les modèles et les corrélations utilisés doivent avoir été validés pour l'application envisagée. Tel qu'expliqué à l'alinéa 14(i)c), les exigences dans le document RD-310 relatives à l'usage de méthodes de

calcul éprouvées seront appliquées de façon graduelle dans le cas des centrales nucléaires actuelles.

Les programmes de qualification environnementale appliqués aux centrales nucléaires canadiennes contribuent également à démontrer que les systèmes de sûreté et les systèmes liés à la sûreté fonctionneront comme prévu, dans la mesure où on fait appel à eux pour contribuer à prévenir, gérer et/ou atténuer les accidents. Les permis d'exploitation d'une centrale nucléaire délivrés par la CCSN citent le document N290.13 de la CSA, *Qualification environnementale des équipements pour les centrales nucléaires CANDU*. Les titulaires de permis de centrale nucléaire appliquent des programmes en continu afin de maintenir (et, au besoin, de mettre à jour) de manière systématique la qualification environnementale des systèmes de sûreté et des systèmes liés à la sûreté. Habituellement, ces programmes couvrent un mécanisme de gouvernance, une liste de l'équipement dont la qualification environnementale doit être maintenue, la formation du personnel, les documents décrivant le fondement technique et les processus à suivre pour tenir compte des questions émergentes pour s'assurer que les problèmes techniques liés à la qualification environnementale sont traités en temps opportun. En plus d'effectuer des inspections en continu des systèmes de sûreté et des systèmes liés à la sûreté, la CCSN fait une surveillance des progrès réalisés pendant la mise en œuvre de ces programmes.

Dans le cas des projets de nouvelle centrale nucléaire, en plus des critères s'appliquant aux centrales nucléaires actuelles (comme celles dans les documents N285.0, N286.7 et N290.13 de la CSA), le document RD-337 stipule d'autres exigences en ce qui concerne les méthodes d'ingénierie éprouvées et la qualification de différents SSC (voir l'annexe 18).

Les analyses de la sûreté soumises en appui à une demande de permis seront évaluées en fonction des exigences dans le document RD-310 à l'égard de l'utilisation de méthodes et de données éprouvées par des processus de validation.

18(iii) Conception permettant un fonctionnement fiable, stable et facilement maîtrisable

Une attention particulière est accordée aux facteurs humains et à l'interface homme-machine pendant toute la durée de vie d'une centrale nucléaire afin que la sûreté ne soit pas indûment affectée par les erreurs humaines.

La prise en compte des facteurs humains lors de la conception et l'application des facteurs humains dans l'ingénierie sont décrites à l'alinéa 12b). L'alinéa 12j) décrit des activités particulières entreprises par la CCSN pour tenir compte des facteurs humains et organisationnels liés aux leçons tirées de l'accident de Fukushima. L'annexe 18 fournit les exigences détaillées de conception dans le document RD-337 qui portent sur les facteurs humains et les interfaces homme-machine.

Les deux exemples dans les paragraphes qui suivent illustrent comment les facteurs humains et l'interface homme-machine sont pris en compte dans la conception des centrales nucléaires actuelles au Canada.

Un niveau élevé d'automatisation est maintenu pour réduire les risques d'erreurs humaines chez les opérateurs. Par exemple, des mécanismes de déclenchement automatique des commandes ou des systèmes de protection ont été mis au point pour pallier les défaillances de l'équipement ou les erreurs humaines susceptibles d'amener l'un des paramètres de la centrale à dépasser ses limites d'exploitation en fonctionnement normal ou le seuil de déclenchement d'un système de

sûreté. La conception générale de la centrale et les caractéristiques de conception des systèmes de protection sont telles que l'intervention de l'opérateur n'est requise que s'il dispose de suffisamment de temps pour diagnostiquer l'état de la centrale et pour déterminer et exécuter les mesures qu'il devrait prendre.

La salle de commande est conçue de façon à ce que l'emplacement des instruments et des dispositifs de contrôle-commande utilisés dans les activités liées à la sûreté et à la gestion des accidents réponde aux exigences d'efficacité. Une attention toute particulière est accordée au regroupement, à la disposition, à l'étiquetage et au choix des dispositifs. Les facteurs humains et l'interface homme-machine sont pris en compte afin de s'assurer que toutes les informations nécessaires seront disponibles dans la salle de commande pour diagnostiquer les événements ou transitoires prévus et pour évaluer les conséquences de toute mesure prise par les opérateurs de la centrale.

L'annexe 18 décrit les exigences en matière de fiabilité, d'aptitude fonctionnelle et de facteurs humains décrites dans le document RD-337.

Article 19 – Exploitation

Chaque Partie contractante prend les mesures appropriées afin que :

- i) l'autorisation initiale d'exploiter une installation nucléaire se fonde sur une analyse de la sûreté appropriée et un programme de mise en service démontrant que l'installation, telle que construite, est conforme aux exigences de conception et de sûreté
- ii) les limites et les conditions d'exploitation découlant de l'analyse de la sûreté, des essais et de l'expérience d'exploitation soient définies et révisées au besoin pour délimiter le domaine dans lequel l'exploitation est sûre
- iii) l'exploitation, la maintenance, l'inspection et les essais d'une installation nucléaire soient assurés conformément à des procédures approuvées
- iv) des procédures soient établies pour faire face aux incidents de fonctionnement prévus et aux accidents
- v) l'appui nécessaire en matière d'ingénierie et de technologie dans tous les domaines liés à la sûreté soit disponible pendant toute la durée de la vie d'une installation nucléaire
- vi) les incidents importants pour la sûreté soient déclarés en temps voulu par le titulaire de l'autorisation correspondante à l'organisme de réglementation
- vii) des programmes de collecte et d'analyse des données de l'expérience d'exploitation soient mis en place, qu'il soit donné suite aux résultats obtenus et aux conclusions tirées, et que les mécanismes existants soient utilisés pour mettre les données d'expérience importantes en commun avec des organismes internationaux et avec d'autres organismes exploitants et organismes de réglementation
- viii) la production de déchets radioactifs résultant de l'exploitation d'une installation nucléaire soit aussi réduite que possible compte tenu du procédé considéré, du point de vue à la fois de l'activité et du volume, et que, pour toute opération nécessaire de traitement et de stockage provisoire de combustible irradié et de déchets directement liés à l'exploitation et se trouvant sur le même site que celui de l'installation nucléaire, il soit tenu compte du conditionnement et du stockage définitif

Le rendement de deux programmes des titulaires de permis pertinents à cet article – conduite des opérations et entretien – est évalué chaque année à chacune des centrales nucléaires et décrit dans le rapport intitulé *Évaluation intégrée en matière de sûreté des centrales nucléaires au Canada par le personnel de la CCSN*. Le programme « Réalisation des activités autorisées » fait partie du DSR « Conduite de l'exploitation » et le programme « Entretien » fait partie du DSR « Aptitude fonctionnelle ». Au cours de la période de référence, tous les titulaires de permis ont démontré un rendement satisfaisant dans ces deux DSR. La définition complète des domaines de sûreté et de réglementation et les cotes de rendement attribuées aux titulaires de permis au cours de la période de référence sont données respectivement aux tableaux F.1 et F.2 de l'appendice F.

19(i) Délivrance d'un permis initial d'exploitation

Aucune activité relative à la délivrance d'un permis initial d'exploitation d'une nouvelle centrale nucléaire n'a eu lieu pendant la période de référence.

L'examen par la CCSN d'une demande initiale de permis d'exploitation d'une centrale nucléaire présuppose que le demandeur a déjà démontré qu'il se conformait aux exigences relatives au choix de l'emplacement, à la conception et à la construction (tel qu'exposé dans ses grandes lignes aux alinéas 7.2(ii)b), 7.2(ii)c) et aux articles 17 et 18). (Pour plus de renseignements au sujet de l'information qu'un demandeur doit fournir au moment de soumettre une demande de permis d'exploitation, voir l'alinéa 7.2(ii)d)). La délivrance d'un permis initial d'exploitation est de plus fondée sur une analyse de la sûreté appropriée et un programme de mise en service qui démontrent que la centrale nucléaire, telle que construite et mise en service, répond aux exigences de conception et de sûreté.

Les exigences générales relatives aux analyses déterministes de sûreté et aux EPS sont décrites aux alinéas 14(i)c) et 14(i)d) respectivement. Le rapport final d'analyse de la sûreté qui accompagne une demande de permis d'exploitation d'une nouvelle centrale nucléaire est évalué en fonction des exigences énoncées dans les documents RD-310, *Analyses de la sûreté pour les centrales nucléaires*, et RD-337, *Conception des nouvelles centrales nucléaires*.

La surveillance du programme de mise en service de l'installation effectuée par l'organisme de réglementation sert à confirmer que :

- le programme de mise en service a été élaboré de manière exhaustive et qu'il est mis en œuvre de sorte à confirmer que les structures, systèmes et composants (SSC) importants pour la sûreté et que la centrale dans son ensemble fonctionneront conformément aux exigences de conception, à l'analyse de la sûreté et aux exigences pertinentes du permis
- les procédures d'exploitation couvrant tous les états d'exploitation normaux et anormaux ont été validées dans la mesure du possible
- le personnel affecté à la mise en service et le personnel d'exploitation ont reçu la formation requise et qu'ils sont qualifiés pour l'exploiter de manière sûre, conformément aux procédures approuvées
- le système de gestion a été élaboré, mis en œuvre et évalué de façon adéquate afin d'offrir un environnement de travail sécuritaire, efficace et de haute qualité pour exécuter le programme de mise en service et l'appuyer

La direction de la CCSN doit fixer, pour chacune des phases de la mise en service, des points de contrôle (PCM) afin d'établir un processus transparent, responsable et efficace permettant de s'assurer que, pour chaque PCM, on a démontré de façon formelle que les prérequis devant être apportés l'ont été.

Les PCM qui font partie du permis constituent des points d'arrêt réglementaires, c'est-à-dire que la permission de la Commission, ou d'une personne autorisée par celle-ci, doit être obtenue avant de poursuivre les activités de mise en service au-delà de ces points. Les PCM qui ne font pas partie du permis servent normalement de points de vérification nécessitant la présence d'un membre du personnel de la CCSN. On s'attend à ce que les titulaires de permis effectuent un contrôle approprié afin de se conformer à tous les PCM. Pour qu'un titulaire de permis obtienne la permission de franchir un PCM qui fait partie d'un permis, tous les autres PCM pertinents doivent avoir été franchis de façon satisfaisante.

L'annexe 19(i) fournit des renseignements plus détaillés sur la mise en œuvre des programmes de mise en service d'une centrale nucléaire, la participation du concepteur du réacteur et la surveillance réglementaire de la mise en service.

19(ii) Limites et conditions d'exploitation

19(ii)a Détermination des limites d'exploitation sûre

L'alinéa 6b) du *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I* stipule que les titulaires de permis doivent décrire les conditions nominales de fonctionnement au moment de présenter une demande de permis d'exploitation.

Les limites d'exploitation sûre satisfont aux exigences réglementaires, aux normes et aux lignes directrices se rapportant à la conception et à l'exploitation de centrales nucléaires, y compris le principe de la défense en profondeur. Jusqu'à maintenant, ces limites ont été appliquées en les intégrant aux manuels d'exploitation et aux manuels traitant des indisponibilités (voir l'alinéa 19(iv)).

L'ensemble complet des exigences visant à assurer l'exploitation sûre des centrales nucléaires CANDU comprend :

- les exigences relatives aux systèmes spéciaux de sûreté et à l'équipement ou aux fonctions de sûreté en attente (p. ex. points de consigne et autres paramètres limitatifs et exigences en matière de disponibilité)
- les exigences relatives aux systèmes fonctionnels (p. ex. paramètres limitatifs, principes et spécifications relatifs aux essais et à la surveillance, exigences de rendement face à des conditions anormales)
- les conditions préalables à la mise hors service des systèmes spéciaux de sûreté et de l'équipement d'autres systèmes de sûreté ou fonctionnels en attente

Ces exigences découlent des analyses de la sûreté relatives au dimensionnement qui sont décrites dans le rapport d'analyse de la sûreté. Les analyses de la sûreté examinent les variations du fonctionnement des centrales nucléaires après des perturbations des procédés, des défaillances de systèmes et de composants et des erreurs humaines. D'autres exigences (p. ex. celles provenant des analyses en soutien à la conception ou EPS) pourraient comprendre des limites se rapportant à l'équipement et aux matériaux, aux exigences en matière d'exploitation, au vieillissement de l'équipement, aux incertitudes liées à l'instrumentation et aux analyses, etc. Les examens des modes de défaillance et l'analyse des effets peuvent également permettre de déterminer des exigences faisant partie des limites d'exploitation sûre. En principe, l'analyse comprend tous les niveaux de puissance et états d'exploitation permis. Cependant, il n'est pas possible d'analyser à l'avance tous les états dans lesquels une centrale nucléaire pourrait se trouver au cours de son cycle de vie. Par conséquent, l'analyse vise donc à examiner un nombre suffisant de cas pour permettre d'établir les limites d'exploitation sûre qui, fondées sur une étude assez détaillée du rendement des systèmes et de l'équipement, tiennent compte des changements prévus aux conditions d'exploitation.

Les limites d'exploitation des centrales nucléaires canadiennes ayant le plus d'importance sur le plan de la sûreté sont indiquées dans le document intitulé *Ligne de conduite pour l'exploitation* (LCE, voir l'alinéa 9b)). Tout changement à ces limites pouvant avoir des effets négatifs sur la

sûreté nécessite des justifications de la part du personnel de soutien à l'exploitation et est examiné par la CCSN.

19(ii)b) Projet sur les paramètres d'exploitation sûre

L'objectif du projet sur les paramètres d'exploitation sûre (PES) est de définir plus clairement les limites d'exploitation sûre des centrales nucléaires au Canada, de sorte qu'elles puissent être plus facilement vérifiées par le personnel d'exploitation. Auparavant, les titulaires de permis utilisaient principalement la LCE pour définir les limites d'exploitation pertinentes. Puisque cette LCE constitue seulement un sous-ensemble des limites pertinentes, les titulaires de permis ont donc entrepris un projet afin de définir les PES, ceux-ci représentant un ensemble complet et exhaustif de limites découlant de l'analyse de la sûreté par l'entremise de processus contrôlés. Un des principaux résultats de ce projet a été la publication par le COG de principes et lignes directrices du secteur nucléaire relatifs aux PES qui intègrent les meilleures pratiques et l'OPEX des centrales nucléaires au Canada.

Dans le cas des centrales nucléaires dont le projet de détermination des PES était très avancé, les limites intrinsèques de ces PES ont été comparées à celles dans la LCE. On a décelé que des variations mineures jusqu'à maintenant. Il n'est pas prévu que la mise en œuvre complète de projet sur les PES entraînera des changements importants aux limites présentement énoncées dans la LCE. Les activités connexes sont présentement en cours à chacune des centrales nucléaires. Un groupe de travail du secteur nucléaire sur les PES a produit un dernier rapport en 2012 afin de justifier la liste des systèmes couverts par les PES. Ce rapport a été fourni à la CCSN à titre d'information.

À titre d'exemple, OPG a complété la mise en œuvre des PES pour tous les systèmes que couvrent ces PES. Le document traitant des PES a été complété et distribué officiellement. Les écarts entre les exigences décrites par les PES et celles dans les documents d'exploitation ont été cernés et ceux qui sont importants sur le plan de la sûreté et qui pourraient avoir un effet négatif sur les conclusions du rapport d'analyse de la sûreté et les analyses à l'appui ont été résolus. Tous les autres écarts ont été traités selon les processus de contrôle des changements d'OPG, la priorité étant accordée à la recherche d'une solution à la mesure de leur importance sur le plan de la sûreté.

Les PES ayant été mis en œuvre, OPG a commencé la phase de maintien. Elle examine périodiquement les modifications apportées aux documents pour tenir compte des changements au niveau de la conception, de l'exploitation, de l'analyse de la sûreté ou des exigences du permis en les comparant aux documents qui décrivent les PES et révise ces derniers au besoin.

Suggestion S7 résultant de la mission initiale du SEIR en 2009

« La CCSN devrait mener à bien le projet portant sur les paramètres d'exploitation sûre et envisager d'intégrer ses résultats aux conditions limites d'exploitation se trouvant dans les permis, ceci constituant un élargissement des lignes de conduite pour l'exploitation des centrales nucléaires. »

L'équipe d'examen par les pairs qui a participé à la mission de suivi du SEIR en 2011 a constaté que la CCSN avait élaboré une démarche cohérente, en collaboration avec les titulaires de permis. La CCSN a entamé un projet qui vise à établir des exigences réglementaires à l'égard de l'élaboration, par les titulaires de permis de centrale nucléaire, de PES pour leurs centrales nucléaires respectives. La première phase consiste à donner une définition au terme « paramètres d'exploitation sûre », à définir leur objectif et à décrire leurs éléments. La phase 2 porte sur la préparation d'un exposé de position concernant les méthodes relatives au PES. Tenant compte des progrès réalisés et ayant acquis la confiance que les étapes de mise en œuvre qui doivent être complétées le seront, l'équipe d'examen par les pairs a clos le dossier lié à la suggestion S7.

La norme N290.15 de la CSA, *Exigences relatives à l'enveloppe d'exploitation sûre des centrales nucléaires* a été publiée en 2010. Elle présente une approche ayant fait l'objet d'un consensus en ce qui concerne la définition, la mise en œuvre et le maintien des PES aux centrales nucléaires en exploitation. Cette norme sera ajoutée aux permis d'exploitation de centrale nucléaire au moment de leur renouvellement. En mai 2011, la CCSN a effectué une inspection pilote de type I des PES à la centrale de Pickering-A.

Un groupe de travail conjoint, formé de représentants de la CCSN et du secteur nucléaire, a été mis sur pied en 2011 afin d'évaluer les conséquences d'enlever les limites et conditions d'exploitation du document LCE, les insérant plutôt dans les MCP des centrales nucléaires.

Les différences de conception qui existent entre les centrales nucléaires CANDU au Canada et le fait que les programmes relatifs aux PES de celles-ci aient débuté à des moments différents ont entraîné des variations dans les listes des systèmes dont il a été déterminé de manière explicite qu'ils devraient être inclus dans la portée des PES. Se fondant sur la norme N290.15 de la CSA, le rapport du groupe de travail sur les PES a fait un sommaire des critères devant servir à établir l'ensemble minimal de fonctions de sûreté qui devraient être incluses dans la portée des PES. Afin d'aider à la mise en œuvre de programmes relatifs aux PES qui sont conformes à cette norme, le rapport indiquait également les systèmes devant être couverts par les PES dans le cas des centrales nucléaires en exploitation, expliquant pourquoi des variations existent entre elles. Dans l'ensemble, une bonne harmonisation existe entre les différentes centrales nucléaires. La plupart des variations sont attribuables à des différences au niveau de la conception des centrales ou des hypothèses formulées dans le cadre des analyses de la sûreté, ou des préférences des titulaires de permis en ce qui a trait à la définition des limites des systèmes aux fins de la documentation des PES. D'autres variations, un petit nombre, existent parce que des titulaires de permis ont, à leur discrétion, choisi d'inclure ou d'exclure certains systèmes en fonction de l'importance du risque qu'ils présentent et d'autres facteurs. Toutes les variations par rapport aux exigences et lignes directrices stipulées dans la norme N290.15 de la CSA ont été justifiées. Les titulaires de permis de centrale nucléaire ont également utilisé des méthodes différentes pour

documenter leurs PES, dont des documents énonçant les exigences en matière de sûreté de l'exploitation ou d'autres documents de base.

Il est prévu que tous les titulaires de permis de centrale nucléaire auront complété la modification des limites et conditions d'exploitation critiques en 2013.

19(iii) Procédures d'exploitation, d'entretien, d'inspection et de mise à l'essai

L'exploitation, l'entretien, les inspections et les essais de l'équipement et des composants des centrales nucléaires sont effectués conformément à la gouvernance et aux procédures. La gouvernance et les procédures pour ces activités sont inclus dans les différents programmes des titulaires de permis (l'annexe C en donne des exemples) faisant partie de la structure du système de gestion des centrales nucléaires (voir l'alinéa 13a)). La gouvernance définit les exigences d'ordre organisationnels et administratifs nécessaires pour établir et mettre en œuvre de façon appropriée l'entretien préventif, correctif et prédictif, les programmes d'inspection et d'essais périodiques, les réparations, les remplacements de pièce d'équipement, la formation du personnel, l'approvisionnement de pièces de rechange, la fourniture des installations et des services connexes, et la production, la collecte et la rétention de registres d'exploitation et d'entretien. Tous les permis d'exploitation de centrale nucléaire comprennent des conditions qui précisent les exigences relatives à ces activités.

Par exemple, le document S-210 de la CCSN, *Programmes d'entretien des centrales nucléaires*, est cité dans tous les permis d'exploitation. Ce document établit les exigences relatives aux politiques, processus et procédures qui énoncent les directives en matière d'entretien des SSC des centrales nucléaires. Les activités d'entretien comprennent la surveillance, l'inspection, les essais, l'évaluation, l'étalonnage, l'entretien ordinaire, le remise en état, la réparation et le remplacement des pièces. Ces activités ont pour but de s'assurer que la fiabilité et l'efficacité de tout l'équipement et de tous les systèmes continuent d'être conformes aux normes auxquelles le fondement d'autorisation fait référence.

Le document S-98 de la CCSN, *Programmes de fiabilité pour les centrales nucléaires* est également cité dans tous les permis d'exploitation de centrale nucléaire. Ce document stipule que le programme de fiabilité d'une centrale nucléaire doit :

- permettre d'identifier tous les systèmes importants pour la sûreté
- établir des objectifs de fiabilité pour ces systèmes
- décrire les modes de défaillance possibles pour ces systèmes
- préciser les capacités minimales et les niveaux de rendement minimaux de ces systèmes afin qu'ils atteignent les objectifs de sûreté de la centrale nucléaire et répondent aux exigences réglementaires
- inclure des renseignements sur le programme d'entretien visant à maintenir l'efficacité de ces systèmes
- inclure des dispositions concernant les inspections, les essais, la modélisation, la surveillance et la mise en œuvre d'autres mesures pour évaluer la fiabilité de ces systèmes
- inclure des dispositions visant à assurer, à vérifier et à démontrer que la mise en œuvre du programme est efficace
- documenter les éléments du programme
- faire rapport sur les résultats du programme

La détermination des « systèmes importants pour la sûreté » est faite à partir des données provenant des EPS (voir l'alinéa 14(i)d), des analyses déterministes (voir l'alinéa 14(i)c) et de groupes d'experts.

À chaque centrale nucléaire, les activités d'exploitation sont encadrées par la LCE qui, entre autres, prescrit les exigences que les procédures d'entretien et d'essai des systèmes spéciaux de sûreté doivent respecter. Ces procédures sont conçues de sorte qu'aucune fonction de sûreté ne soit jamais mise à risque lors des travaux d'entretien. Par exemple, la fréquence des essais des systèmes de sûreté doit pouvoir démontrer que chaque fonction de sûreté est adéquate et conforme aux limites de disponibilité (habituellement dans 99,9 % des cas). Chacun des composants des systèmes spéciaux de sûreté est soumis à des essais réguliers pour confirmer qu'il peut remplir sa fonction.

Afin d'aider à l'exploitation sûre et uniforme des centrales nucléaires, les titulaires de permis préparent des dossiers d'état de la centrale et des rapports d'événement. Ces documents renferment des renseignements sur les événements non désirables qui sont considérés importants pour l'exploitation des centrales nucléaires. Ils sont examinés afin de confirmer que l'exploitation est effectuée de manière sûre et afin d'aider à déterminer les mesures correctives nécessaires et déceler les occasions d'amélioration (pour plus de renseignements, voir l'alinéa 19(vii)). Des questions de moindre importance font également l'objet de rapports afin d'en suivre la tendance.

L'alinéa 14(ii)a décrit les exigences particulières ayant trait aux essais devant être effectués pour confirmer la disponibilité ou la fonctionnalité des systèmes de sûreté et des systèmes liés à la sûreté.

Au cours de la période de référence, les titulaires de permis ont apporté plusieurs améliorations qui auront un impact positif sur différents aspects de l'exploitation, de l'entretien, des inspections, des essais et de la fiabilité. Des modifications ont également été apportées à des équipements et logiciels afin d'améliorer la capacité de surveillance des composants et des systèmes et d'en dégager les tendances. Un système amélioré de surveillance des produits de fission gazeux a été installé à la centrale de Darlington afin de déceler et localiser les grappes de combustible défectueuses pour qu'elles soient retirées rapidement du réacteur. Des modifications sont également en voie d'être apportées au système de manutention du combustible aux centrales de Pickering-A, de Pickering-B et de Darlington. Celles-ci amélioreront la fiabilité de ce système et la gestion de la réactivité. Au cours de la période de référence, Bruce Power a amélioré la fiabilité de ses génératrices de secours en effectuant une mise à niveau du système de régulation de deux des quatre génératrices de ce type à la centrale de Bruce-B. La mise à niveau du système de régulation des deux autres génératrices de secours, de même que celui des quatre génératrices de secours à la centrale de Bruce-A, sera effectuée au cours de la prochaine période de référence.

19(iv) Procédures d'intervention en cas d'incident d'exploitation prévu et d'accident

Le *Règlement sur les installations nucléaire de catégorie I* exige que les titulaires de permis de centrale nucléaire maintiennent un plan d'urgence et une capacité d'intervention sur le site. Les plans et programmes d'urgence, y compris les dispositions relatives à la gestion des accidents, sont soumis à la CCSN dans le cadre du processus de demande d'un permis (pour plus de renseignements, voir l'alinéa 16.1b)). La CCSN observe les manœuvres et exercices d'intervention en cas d'urgence afin de confirmer que les dispositions que les titulaires de permis

ont prises dans leurs plans d'intervention sur le site en cas d'urgence sont mises en œuvre de manière adéquate.

Il est établi que les conséquences des accidents mettant en cause un réacteur peuvent être atténuées si l'on a recours à une saine gestion des accidents, tant sur le site qu'hors site. Une telle gestion est établie en élaborant au préalable des procédures propres à aider et à guider les opérateurs en cas d'accident.

Un ensemble exhaustif de manuels et de procédures – englobant l'exploitation de la centrale en mode normal, lors de perturbations mineures et en cas d'accident – sont disponibles à chacune des centrales nucléaires au Canada et ils sont testés régulièrement lors de manœuvres sur le site.

Les procédures utilisées par le personnel des centrales nucléaires pour effectuer des tâches courantes au niveau de la centrale ou de ses systèmes auxiliaires figurent dans les manuels d'exploitation. Ces manuels contiennent :

- les procédures fondées sur les systèmes, qui servent au contrôle des systèmes d'une centrale en périodes de fonctionnement normal et anormal, ou encore lors du démarrage ou de l'arrêt des systèmes
- les procédures globales de contrôle d'une tranche, qui servent à coordonner les manœuvres d'importance, comme la mise en service et la mise en état d'arrêt d'une tranche ainsi que les transitoires d'importance
- les procédures dans les manuels des fiches d'alarme, qui procurent au personnel d'exploitation des renseignements relatifs aux alarmes; habituellement, ces renseignements comprennent les seuils d'alarme, les causes probables, des données pertinentes, des renvois et les mesures que l'opérateur devrait prendre si l'alarme se déclenche

Des procédures sont également disponibles pour répondre aux incidents de fonctionnement prévus et aux accidents. Les interventions dans de tels cas sont gérées au moyen d'une structure hiérarchisée de procédures propres à chaque centrale nucléaire. Bien que ces procédures varient d'une centrale nucléaire à l'autre, une telle structure comprend les éléments suivants :

- un manuel d'exploitation pour les incidents
- un manuel traitant des indisponibilités des systèmes spéciaux de sûreté (il peut d'agir d'un sous-ensemble du manuel d'exploitation pour les incidents)
- un manuel de radioprotection (ou les directives de radioprotection)

L'ensemble des procédures dans le manuel d'exploitation pour les incidents donnent des directives au personnel d'exploitation sur les mesures à prendre lorsque survient une indisponibilité d'un système de sûreté, une défaillance d'un système fonctionnel, ou encore un événement attribuable à des causes communes. Ces procédures sont habituellement fondées sur les événements et elles visent à placer la tranche en état d'arrêt sûr. Des procédures fondées sur les paramètres critiques de sûreté sont également utilisées en appui à toutes les procédures, mais elles sont particulièrement utiles lors de transitoires. Ces dernières procédures procurent un cadre de surveillance accrue des paramètres critiques de sûreté dans des conditions d'accident particulières et dans le cas où la nature spécifique de l'événement ne peut être déterminée. Elles fournissent également des encadrements d'exploitation fondés sur les symptômes afin de contrôler le réacteur, de refroidir le combustible et de confiner la radioactivité.

Les procédures se trouvant dans le manuel de radioprotection visent à assurer la sécurité des opérateurs et des membres du public lorsque survient un incident important lié au rayonnement. Ces procédures servent à :

- déterminer la classe et la catégorie de l'incident
- prévoir des dispositions relatives à la notification hors site
- préciser les mesures de protection et de surveillance à mettre en œuvre lorsqu'un accident se produit

L'une des conditions des permis d'exploitation de centrale nucléaire en vigueur exige que chaque titulaire de permis maintienne un effectif minimal afin de s'assurer qu'il y aura toujours sur les lieux un nombre suffisant d'employés qualifiés pour intervenir en cas d'urgences (pour de plus amples renseignements, voir l'annexe 11.2a)).

Les éléments fondamentaux des procédures des titulaires de permis couvrant les interventions en cas d'incident de fonctionnement prévu et d'accident sont demeurés les mêmes pendant la période de référence. En règle générale, et tel que décrit dans les rapports précédents, les titulaires de permis ont élaboré et mettent toujours à jour des procédures d'exploitation pour composer avec les incidents fonctionnels prévus de même qu'avec les situations et les événements pouvant survenir en cours d'exploitation. Habituellement, à la suite des événements, on détermine de manière formelle les causes fondamentales ainsi que les mesures correctives requises, celles-ci étant à la mesure de la situation.

Des exemples d'événements importants sur le plan de la sûreté survenus aux centrales nucléaires canadiennes au cours de la période de référence sont énumérés à l'appendice D. Ils illustrent comment les titulaires de permis ont répondu aux événements et comment la CCSN a effectué le suivi réglementaire. Les mesures prises par les titulaires de permis en réponse à ces événements ont permis de corriger toutes les lacunes connexes et de prévenir qu'ils ne se répètent. Aucun de ces événements ne présentait un risque grave pour les personnes ou l'environnement. Par exemple, aucune défaillance grave d'un système fonctionnel n'est survenue au cours de la période de référence.

Tel que mentionné à l'alinéa 14(i)a), le Groupe de travail de la CCSN sur Fukushima a confirmé que des procédures d'exploitation et des équipements sont en place à toutes les centrales nucléaires pour s'assurer que les fonctions de sûreté clés seront maintenues pendant une période prolongée de sorte qu'il sera possible de mettre le réacteur en état d'arrêt sûr et stable après un accident.

Gestion des accidents graves

La gestion des accidents graves (GAG) vise à empêcher qu'un accident hors dimensionnement se transforme en un accident grave, et à atténuer un accident grave au cas où les mesures de prévention ne seraient pas efficaces. La GAG s'appuie sur des éléments d'orientation et des procédures élaborés à l'intention du personnel de la centrale. On peut améliorer la GAG en ayant recours à des ressources externes pour augmenter ou remplacer les ressources sur le site, ceci pouvant comprendre du carburant, de l'eau, des sources d'alimentation électrique ou des équipements comme des pompes ou des génératrices. Les attentes de la CCSN en matière de GAG figurent dans son guide d'orientation G-306, *Programmes de gestion des accidents graves touchant les réacteurs nucléaires*, publié en 2006.

Les mesures devant être prises varient sensiblement selon l'emplacement et la nature des centrales nucléaires, certaines étant des installations à une seule tranche situées dans des secteurs ruraux relativement éloignés tandis que d'autres sont des installations à tranches multiples situées près de centres urbains importants. Les plans d'intervention en cas d'urgence hors site (décrits à l'alinéa 16.1d)) relèvent du gouvernement de la province où la centrale nucléaire est située et les mesures devant être prises varient d'une province à l'autre. Normalement, ces plans sont suffisamment exhaustifs pour englober la gestion des interventions en cas d'accident grave. Les scénarios utilisés lors d'exercices ont souvent eu tendance à porter une attention particulière aux événements les plus graves afin de s'assurer que les plans provinciaux étaient mis à l'essai dans leur ensemble.

Pour faciliter la gestion des accidents en général ainsi que la GAG, la CCSN a soulevé le besoin de définir plus explicitement ses exigences en la matière. S'inspirant du *Plan d'action de la CCSN*, le Groupe de travail a donné pour mission à la CCSN d'examiner en entier son document d'orientation G-306, d'envisager la possibilité d'y apporter des changements afin de tenir compte des leçons tirées de l'accident de Fukushima ayant trait à la GAG et d'élaborer un REGDOC portant exclusivement sur la gestion des accidents. La révision du document G-306 est en cours. La CCSN élabore également un document d'application de la réglementation portant sur les programmes de gestion des accidents dans le cas des réacteurs nucléaires. Le personnel de la CCSN suit de près les développements sur la scène internationale dans ce domaine – tout élément d'orientation ressortant du projet de l'AIEA portant sur ce sujet sera inclus dans ce document.

Le *Plan d'action de la CCSN* comprend également une mesure enjoignant la CCSN d'ajouter aux permis d'exploitation de centrale nucléaire une condition qui nécessite l'élaboration et l'application d'une orientation en matière d'exploitation, ainsi que la disponibilité de capacités adéquates pour faire face aux situations anormales, aux urgences et aux accidents (y compris les accidents graves) et, le cas échéant, aux événements touchant plus d'une tranche. Une telle condition a été ajoutée au permis d'exploitation de la centrale de Darlington lors de son renouvellement. La même chose sera faite dans le cas des autres permis au cours de la prochaine période de référence, soit au moment de les renouveler ou dans les modifier.

Après l'accident de Fukushima, le personnel de la CCSN a examiné les évaluations que les titulaires de permis avaient faites des accidents graves (voir les alinéas 14(i)a), c) et d)) et des dispositions relatives à l'utilisation des capacités actuelles des centrales, des caractéristiques de conception complémentaires et de l'équipement d'atténuation des conséquences en cas d'urgence à des fins de GAG et de rétablissement de la situation. Le personnel de la CCSN a confirmé que des dispositions adéquates étaient en place à cet égard.

L'annexe 18(i) donne des exemples (particuliers aux centrales de Point Lepreau et de Bruce-A), de modifications de la conception qui ont été apportées aux centrales nucléaires pour tenir compte de conditions pouvant prévaloir au cours d'accidents graves. Le *Plan d'action de la CCSN* comprend un nombre de mesures visant l'amélioration de la capacité d'atténuation et les titulaires de permis y donnent présentement suite. Les titulaires de permis sont en voie d'élargir, ou ont déjà élargi, la portée de leurs programmes de GAG afin de prendre avantage de cette amélioration de la capacité d'atténuation. Les événements touchant plus d'une tranche et l'assurance du refroidissement de la piscine de stockage du combustible usé et d'un inventaire d'eau suffisant lors des événements touchant les réacteurs sont présentement pris en compte. Les titulaires de permis ont répertorié différentes alternatives pour l'utilisation de l'équipement

d'atténuation en cas d'urgence à des fins de prévention des accidents graves. Une partie de ce travail est terminée et de l'équipement d'atténuation en cas d'urgence est en place.

Les titulaires de permis de centrale nucléaire et EACL participent à un projet conjoint du COG intitulé « Soutien au secteur nucléaire en cas d'accident grave touchant un réacteur CANDU – post-Fukushima ». Le but de ce projet est de permettre aux membres du COG de travailler de concert afin d'harmoniser les évaluations de la GAG et les méthodes servant à l'élaboration de plans et à la mise en œuvre de mesures connexes en réponse à l'accident de Fukushima.

Lignes directrices pour la gestion des accidents graves

Mesure C-3 proposée au Canada lors de la cinquième réunion d'examen

« Compléter la mise en œuvre de lignes directrices pour la gestion des accidents graves (LDGAG). »

En cas d'accident grave, le personnel d'exploitation d'une centrale nucléaire doit normalement déclarer une urgence générale à la centrale et mettre en œuvre le plan des mesures d'urgence sur le site. Les changements apportés pour faciliter la gestion des accidents graves se sont portés sur la chaîne de commande en cas d'incident, en veillant tout particulièrement à s'assurer par tous les moyens disponibles, que les fonctions de contrôle, de refroidissement et de confinement, essentielles pour garantir la sûreté et l'atténuation des effets, seront maintenues.

Des lignes directrices relatives à la gestion des accidents graves (LDGAG) ont été élaborées au cours des dernières années afin de servir de guide pour les interventions sur le site en cas d'accidents graves. Les LDGAG font appel aux caractéristiques complémentaires de conception, par exemple les RAP, les systèmes d'évent avec filtre servant à diminuer la pression de l'enceinte de confinement en cas d'urgence et la composition de la voûte de la calandre, dont on traite à l'alinéa 18(i) et aux mesures d'atténuation abordées à l'alinéa 16.1b). L'élaboration des LDGAG comprend la préparation de documents d'orientation pour le personnel d'exploitation et les groupes de soutien technique, ainsi qu'une formation spécifique et des manœuvres appropriées.

Les LDGAG ont été rédigées en se fondant sur la structure des procédures d'exploitation en cas d'urgence déjà en place et en tenant compte de l'expérience et des orientations à l'échelle internationale, adaptées à la conception du réacteur CANDU et à la façon de progresser des accidents graves à laquelle on s'attend. Une approche fondée sur les symptômes est utilisée par le personnel de la centrale pour déterminer les mesures appropriées afin d'amener la centrale dans un état stable et contrôlé. Dans un premier temps, l'élaboration des LDGAG visaient à établir des lignes directrices qui s'appliquent lorsque le réacteur est en puissance. Celles-ci comprennent :

- des guides propres au site pour la protection du système de refroidissement du combustible en cas d'accidents graves
- des guides en cas de situations graves afin de :
 - protéger l'intégrité structurale de l'enceinte de confinement
 - tenir compte de l'état de la piscine de stockage du combustible usé en cas d'événement touchant les réacteurs

- réduire le plus possible les rejets pouvant en découler, à l'aide des systèmes d'atténuation en place

La mise en œuvre des LDGAG a atteint différentes étapes aux centrales nucléaires. Elles sont en grande partie mises en œuvre à toutes les centrales, sauf à la centrale de Gentilly-2 pour laquelle Hydro-Québec est en voie d'élaborer un programme particulier portant sur la piscine de stockage du combustible usé pendant que des mesures sont prises en vue du déclassement de la centrale.

En réponse à l'accident de Fukushima, les titulaires de permis de centrale nucléaire en exploitation ont examiné leurs documents d'orientation et les capacités prévues lors de la conception de leurs centrales pour faire face aux accidents, y compris ceux comportant des dommages graves au cœur du réacteur. Le personnel de la CCSN a jugé que, globalement, les LDGAG des titulaires de permis étaient adéquates. À la suite de l'accident de Fukushima, la CCSN a demandé aux titulaires de permis de prendre une mesure à l'égard des LDGAG, celle-ci comprenant trois étapes :

- élaborer/compléter les LDGAG et en faire la mise en œuvre complète à chacune des centrales
- élargir la portée des LDGAG pour qu'elles tiennent compte des événements touchant plus d'une tranche et des piscines de stockage du combustible usé (pour obtenir des précisions à ce sujet, voir le *Rapport national du Canada pour la deuxième réunion extraordinaire de la Convention sur la sûreté nucléaire*)
- valider et/ou peaufiner les LDGAG pour démontrer qu'elles tiennent compte de façon adéquate des leçons tirées de l'accident de Fukushima

Certains titulaires de permis ont complété la mise en œuvre et la validation de leurs LDGAG. Ils ont également élaboré des plans pour tenir compte des améliorations nécessaires (relativement aux piscines de stockage de combustible usé et aux événements touchant plus d'une tranche). Ce travail est facilité par un projet conjoint du COG. Les titulaires de permis portent également une attention plus grande aux accidents graves déclenchés par des événements extrêmes.

Dans le cadre de la stratégie globale de mise en œuvre des LDGAG et de conformité aux exigences connexes, les titulaires de permis ont élaboré, ou sont en voie d'élaborer, des programmes de formation améliorés afin de clarifier les rôles, de familiariser le personnel avec les procédures et de vérifier leur efficacité.

La validation des documents et de la formation est effectuée par l'entremise de manœuvres de validation, celle-ci étant passablement avancée. Une fois validées, les LDGAG sont ajoutées aux plans d'urgence déjà en place et les nouveaux rôles à l'organisation d'urgence actuelle. Une fois cette étape passée, les LDGAG sont mises à l'épreuve dans le cadre du programme régulier de manœuvres et d'exercices d'urgence. La CCSN fait un suivi de la mise en œuvre des LDGAG à chacune des centrales nucléaires et observe certains des exercices de validation.

L'annexe 19(iv) donne d'autres précisions sur l'élaboration et la mise en œuvre des LDGAG à chacune des centrales nucléaires au cours de la période de référence.

19(v) Services techniques et d'ingénierie

Les centrales nucléaires doivent disposer, pendant toute leur durée de vie, de services techniques et d'ingénierie dans tous les domaines liés à la sûreté.

L'article 11 aborde la question des ressources financières et humaines des titulaires de permis qui sont établies suivant un plan s'échelonnant sur toute la durée de vie de la centrale, en prenant en compte tout aussi bien le coût des améliorations qui devront être apportées en cours de route que celui de son déclassement. Des budgets sont en outre prévus pour la mise en place de marchés auprès d'entreprises externes qui seront en mesure d'assurer la prestation de services de soutien dans des domaines qui se situent en dehors des compétences spécialisées des ingénieurs et du personnel technique à temps complet. Ainsi, tous les titulaires de permis de centrale nucléaire ont conclu des marchés avec des entreprises canadiennes pour obtenir un soutien portant sur la recherche, le génie, l'analyse, l'évaluation, l'entretien, la conduite d'inspections et la conception. Le programme de R-D sur les réacteurs CANDU en soutien aux centrales nucléaires en exploitation est décrit à l'appendice E.

Au Canada, les titulaires de permis ont établi une fonction « acheteur intelligent » afin de s'assurer que les services qu'ils reçoivent répondent aux besoins et sont conformes aux exigences pertinentes. En bref, un acheteur intelligent est une organisation qui sait à l'avance ce qu'elle va probablement recevoir, ses incidences possibles, les méthodes utilisées par les entrepreneurs externes pour en arriver à une certaine position et comment cela sera géré à l'interne et par la CCSN.

Par exemple, la fonction « acheteur intelligent » d'OPG a défini les facteurs clés suivants permettant de juger de la qualité, sur le plan de la sûreté, des produits ou services fournis par des organisations externes :

- un nombre suffisant d'employés pour maintenir l'expertise requise dans la discipline en cause (thermohydraulique, par exemple)
- une connaissance approfondie des questions de réglementation antérieures et actuelles
- de bonnes relations avec les spécialistes de l'organisme de réglementation
- une connaissance approfondie de la conception et de l'exploitation des centrales d'OPG
- des relations soutenues et positives avec les parties intéressées à l'interne
- d'excellentes habiletés de communication, écrite et orale
- la capacité d'agir à titre de chef de file sur des questions techniques au sein du secteur nucléaire canadien

Les titulaires de permis de centrale nucléaire ont établi une fonction agissant à titre d'autorité en matière de conception afin de s'assurer que l'intégrité des conceptions approuvées et du processus de conception est préservée. L'ingénieur en chef exerce l'autorité en matière de conception. Cette autorité englobe la responsabilité globale du processus de conception et de l'approbation des modifications de la conception et la responsabilité de s'assurer que les connaissances requises de la conception de référence sont préservées conformément aux dispositions du système de gestion et à son application. Ces responsabilités se résument à s'assurer que :

- une base de connaissances des caractéristiques pertinentes de l'installation et des produits est établie et mise à jour pour tenir compte de l'expérience et des résultats de la recherche
- tous les renseignements requis pour assurer la sûreté de l'installation sont disponibles

- les mesures de sécurité nécessaires sont en place
- la configuration des conceptions approuvées est conservée
- des vérifications appropriées de la conception sont effectuées
- toutes les interfaces requises sont en place
- toutes les compétences scientifiques et d'ingénierie sont maintenues
- des règles et procédures de conception appropriées, y compris des codes et des normes, sont utilisées
- les travaux d'ingénierie sont effectués par du personnel qualifié se servant de méthodes appropriées et conformes aux procédures

19(vi) Rapports sur les incidents importants sur le plan de la sûreté

Les titulaires de permis se servent des dossiers d'état de la centrale ou des rapports d'événement pour fournir des renseignements sur les événements non souhaitables qui sont jugés importants dans le cadre de l'exploitation des centrales nucléaires. Les titulaires de permis déterminent l'importance de ces événements à l'aide de procédures d'exploitation spécifiques. Au cours de la période de référence, les titulaires de permis ont soumis des rapports d'événement important sur le plan de la sûreté, en temps opportun et conformément aux exigences du document S-99 de la CCSN, *Rapports à soumettre par les exploitants de centrales nucléaires*, qui est cité dans les permis actuels d'exploitation de centrale nucléaire. L'alinéa 7.2(iii)b donne des renseignements supplémentaires sur les exigences à ce chapitre et le travail du personnel de la CCSN concernant le suivi de ces événements.

La CCSN détermine le niveau d'importance d'événements particuliers selon l'échelle internationale des événements nucléaires (INES). Au cours de la période de référence, tous les événements évalués à l'aide de cette échelle étaient soit de niveau 1 ou n'étaient pas inscrits sur cette échelle (c'est-à-dire, de niveau 0). La CCSN affiche également une description de certains événements sur le site Web de l'AIEA intitulé Nuclear Event Web-based System (NEWS) afin de s'assurer que l'importance en matière de sûreté des événements est reconnue rapidement sur la scène internationale. Dans l'intérêt public, la CCSN a affiché sur ce site Web, au cours de la période de référence, un événement non inscrit sur l'INES (c'est-à-dire, de niveau 0).

Le Canada s'est également engagé à aviser et rapporter les événements importants survenus dans ses centrales nucléaires, conformément au système international de notification des incidents qu'utilisent l'AIEA et l'Agence pour l'énergie nucléaire (AEN) de l'OCDE. Il s'acquitte de cette obligation en veillant à ce qu'un membre du personnel de la CCSN soit chargé, à titre de coordonnateur national, de recueillir et d'analyser les données relatives aux événements qui se produisent au Canada. Chaque année, dans le cadre de forums appropriés, comme le Comité technique de l'AIEA sur le système international de notification des incidents et le Groupe de travail de l'AEN sur l'expérience d'exploitation, les représentants canadiens rapportent les mesures prises au Canada en réponse aux événements rapportés sur la scène internationale.

Les questions soulevées par l'expérience d'exploitation, autres que par les événements, sont rapportées dans le cadre de forums différents. Au sein de la CCSN, les informations sur ces questions sont communiquées dans le cadre de réunions de la direction et dans les rapports d'inspection. Le choix des questions devant être communiquées au public et lors de forums internationaux est effectué au moment de préparer les rapports d'événement initiaux qui sont

soumis aux commissaires. Un document d'orientation relatif à ce processus de triage a été élaboré au cours de la période de référence et fait présentement l'objet d'une révision.

À toutes les centrales nucléaires, les critères précisés dans le programme d'action corrective sont utilisés pour attribuer une cote d'importance aux questions soulevées autres que celles se rapportant aux incidents (p. ex. une détérioration imprévue de l'équipement, des questions de gestion décelées de différentes façons, y compris lors d'examens par des pairs de l'Association mondiale des exploitants de centrales nucléaires (WANO), des lacunes de la conception).

19(vii) Rétroaction relative à l'expérience d'exploitation

Les titulaires de permis de centrale nucléaire analysent les événements ayant une importance relativement faible sur le plan de la sûreté et en dégagent les tendances afin d'éviter que des événements ayant des conséquences plus graves ne se produisent. Ils appliquent de manière active des programmes relatifs à l'OPEX qui sont facilités par le COG, la WANO et l'EPRI. Une description du programme de collecte et d'analyse des données relatives à l'OPEX figure à l'annexe 19 (vii).

À la CCSN, l'information provenant du système international de notification des incidents de l'AIEA et du Groupe de travail de l'AEN sur l'expérience d'exploitation, ainsi que d'autres sources, est diffusée de façon systématique. Les problèmes et questions soulevés lors de l'examen des événements et qui pourraient s'appliquer à d'autres centrales nucléaires sont relevés, puis portés à l'attention des inspecteurs de la CCSN en poste aux centrales nucléaires et de différents groupes d'experts de la CCSN. Ils s'en servent pour déterminer la démarche appropriée à suivre face à un événement particulier et pour évaluer les renseignements soumis par les titulaires de permis à l'égard de cet événement.

Les membres du personnel de la CCSN intègrent les résultats des analyses d'événement dans leurs examens et évaluations des mesures correctives prises par le titulaire de permis en réaction à un événement donné. Si ces mesures ne sont pas jugées adéquates, d'autres mesures sont exigées. Il convient par ailleurs de souligner que les inspecteurs de la CCSN en poste aux centrales nucléaires surveillent la mise en œuvre des mesures correctives pour s'assurer qu'elle se fait diligemment.

Les équipes d'inspection de la CCSN consultent les données sur l'OPEX contenues dans la base de données du SCSE (décrite à l'alinéa 7.2(iii)b)) lorsqu'elles préparent leurs programmes d'inspection et qu'elles cherchent à déterminer la nature des problèmes d'exploitation ou d'entretien tels que la non-conformité aux procédures, des lacunes des procédures, ou encore l'utilisation de composants non standards. De même, les évaluations réalisées par les experts de la CCSN font souvent appel aux renseignements sur l'OPEX contenus dans cette base de données. Dans le cadre des inspections de référence, les inspecteurs de la CCSN vérifient les dossiers d'état de la centrale et les rapports d'événement, ainsi que les rapports sur l'état des systèmes, pour s'assurer que les titulaires de permis ont appliqué l'OPEX et l'information relative à l'ampleur des problèmes à l'exploitation des systèmes.

19(viii) Gestion du combustible usé et des déchets radioactifs sur le site

Responsabilité

Le gouvernement du Canada a élaboré un cadre d'action relatif aux politiques de gestion des déchets radioactifs afin d'assurer une gestion sûre du combustible usé et des déchets radioactifs. La responsabilité première de la gestion et du stockage à long terme des déchets radioactifs et du combustible usé incombe à ceux qui produisent les déchets et aux propriétaires des installations (les titulaires de permis).

Mesures prises

Les méthodes utilisées aux centrales nucléaires canadiennes pour gérer les déchets radioactifs sont semblables à celles en usage ailleurs. L'accent est d'abord mis sur la réduction à la source, sur la réduction du volume, sur le conditionnement et sur le stockage provisoire de ces déchets puisque. À l'heure actuelle, on ne dispose pas encore d'installations d'évacuation.

Un principe clé devant être appliqué au moment de prendre des décisions réglementaires en matière de gestion des déchets radioactifs et que l'on retrouve dans la politique d'application de la réglementation P-290 de la CCSN, *Gestion des déchets radioactifs*, est la réduction à la source, autant que possible, de la production de déchets radioactifs en prévoyant des mesures lors de la conception et en appliquant des bonnes pratiques pendant l'exploitation et le déclassement.

Les entreprises du secteur nucléaire canadien réduisent la quantité de déchets en :

- appliquant des procédures de contrôle afin que le matériel n'entre pas inutilement dans les zones radioactives
- mettant en œuvre des mesures améliorées de surveillance des déchets afin de prévenir que ceux qui ne sont pas radioactifs soient mélangés à ceux qui le sont
- faisant usage d'équipements de protection personnelle qui peuvent être lavés au lieu d'articles jetables
- apportant des améliorations aux installations de traitement des déchets
- conscientisant le personnel et en lui procurant la formation nécessaire

L'usage à plus d'une reprise de l'équipement de protection personnel a aidé à réduire la quantité de déchets produite au cours de la réfection des centrales nucléaires. Le compactage a également permis de diminuer de façon importante le volume des déchets provenant des activités de réfection.

Tous les déchets produits dans les centrales nucléaires sont d'abord séparés à la source, en déchets contaminés et non contaminés. Les déchets contaminés de faible ou de moyenne activité sont par la suite répartis en plusieurs catégories, dont :

- les incinérables
- les compactables
- ceux qui ne peuvent être traités pour en réduire davantage le volume

Le tri plus poussé des déchets facilite leur manutention, leur traitement et leur stockage ultérieurs.

Gestion des déchets radioactifs et du combustible usé

Les déchets radioactifs produits pendant l'exploitation des réacteurs sont stockés, soit sur le site, soit hors site, dans des ouvrages tantôt construits en surface, tantôt souterrains. Avant le stockage, le volume des déchets peut être réduit en les incinérant, en les compactant, en les déchiquetant ou en les mettant en balles. De plus, des installations sont disponibles pour décontaminer des pièces et outils, pour nettoyer les vêtements de protection, et pour la réfection et la remise en bon état de l'équipement.

Les titulaires de permis de centrale nucléaire ont instauré des méthodes qui permettent de récupérer de l'espace de stockage après une décroissance suffisante de la radioactivité, ou encore en compactant davantage les déchets (supercompactage) ou en les triant.

Tous les déchets radioactifs en stockage peuvent être récupérés.

Tout le combustible usé des centrales nucléaires est stocké de façon provisoire au site où il a été produit. Lorsque le combustible usé est retiré d'un réacteur, il est d'abord placé dans des piscines. L'eau de ces piscines refroidit le combustible et fait écran au rayonnement. Après avoir passé plusieurs années en piscines (de 6 à 10 ans, en fonction des besoins propres au site et des contrôles administratifs en vigueur) et lorsque l'émission de chaleur provenant du combustible usé a diminué, celui-ci est alors transféré à une installation provisoire de stockage à sec située sur le site.

Tout comme pour toutes les activités nucléaires, les installations de traitement des déchets radioactifs et de stockage du combustible usé doivent faire l'objet d'un permis délivré par la CCSN et respecter tous les règlements pertinents et toutes les conditions du permis. L'objectif de la gestion des déchets est le même pour toutes les entreprises du secteur nucléaire, que celles-ci exploitent une mine ou un réacteur, cet objectif étant de contrôler et de limiter les rejets de substances potentiellement nuisibles dans l'environnement. Le personnel de la CCSN inspecte toutes les installations autorisées afin de confirmer que cet objectif est atteint.

Le quatrième *Rapport national du Canada pour la Convention commune sur la sûreté de la gestion du combustible usé et sur la sûreté de la gestion des déchets radioactifs*, publié en octobre 2011, donne des renseignements supplémentaires sur les dispositions prises au Canada relatives aux déchets radioactifs de faible et de moyenne activité. Ce document est disponible sur les sites Web de la CCSN et de l'AIEA.

APPENDICES

Appendice A – Liste des sites Web pertinents

Document ou organisation	Site Web
<i>Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires</i>	http://laws.justice.gc.ca/fra/N-28.3/index.html
<i>Loi canadienne sur l'évaluation environnementale</i>	http://laws-lois.justice.gc.ca/fra/lois/C-15.21/index.html
<i>Règlement général sur la sûreté et la réglementation nucléaires</i>	http://laws-lois.justice.gc.ca/fra/reglements/DORS-2000-202/page-1.html
<i>Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I</i>	http://laws-lois.justice.gc.ca/fra/reglements/DORS-2000-204/index.html
<i>Règlement sur la radioprotection</i>	http://laws-lois.justice.gc.ca/fra/reglements/DORS-2000-203/index.html
<i>Règlement sur les droits pour le recouvrement des coûts de la Commission canadienne de sûreté nucléaire</i>	http://laws-lois.justice.gc.ca/fra/reglements/DORS-2003-212/page-1.html
Énergie atomique du Canada limitée	http://www.aec.ca/fr/home/default.aspx
Bruce Power Inc.	http://www.brucepower.com
Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN)	http://www.suretenucleaire.gc.ca
Agence canadienne d'évaluation environnementale	http://www.ceaa-acee.gc.ca
Candu Énergie	http://www.candu.com/fr/home/default.aspx
Groupe des propriétaires de CANDU (COG)	http://www.candu.org
CANTEACH	http://canteach.candu.org
Santé Canada (SC)	http://www.hc-sc.gc.ca
Hydro-Québec	http://www.hydroquebec.com
Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA)	http://www.iaea.org
Ressources naturelles Canada (RNCAN)	http://www.rncan.gc.ca/accueil
Énergie nucléaire Nouveau-Brunswick (ENNB)	http://www.nbpower.com/
Ontario Power Generation (OPG)	http://www.opg.com
Réseau d'excellence universitaire en génie nucléaire (UNENE)	http://www.unene.ca
Institut de technologie de l'Université de l'Ontario	http://www.uoit.ca/

Appendice B – Liste et état des centrales nucléaires au Canada

Réacteur	Titulaire du permis	Capacité brute (MWé)	Début de la construction	Première criticité	État
Bruce-A, tranche 1	Bruce Power	904	1 ^{er} juin 1971	17 décembre 1976	Réfection complétée (exploitation commerciale, 22 octobre 2012)
Bruce-A, tranche 2	Bruce Power	904	1 ^{er} décembre 1970	27 juillet 1976	Réfection complétée (exploitation commerciale, 31 octobre 2012)
Bruce-A, tranche 3	Bruce Power	904	1 ^{er} juillet 1972	28 novembre 1977	En service
Bruce-A, tranche 4	Bruce Power	904	1 ^{er} septembre 1972	10 décembre 1978	En service
Bruce-B, tranche 5	Bruce Power	915	1 ^{er} juillet 1978	15 novembre 1984	En service
Bruce-B, tranche 6	Bruce Power	915	1 ^{er} janvier 1978	29 mai 1984	En service
Bruce-B, tranche 7	Bruce Power	915	1 ^{er} mai 1979	7 janvier 1987	En service
Bruce-B, tranche 8	Bruce Power	915	1 ^{er} août 1979	15 février 1987	En service
Darlington, tranche 1	OPG	935	1 ^{er} avril 1982	29 octobre 1990	En service
Darlington, tranche 2	OPG	935	1 ^{er} septembre 1981	5 novembre 1989	En service
Darlington, tranche 3	OPG	935	1 ^{er} septembre 1984	9 novembre 1992	En service
Darlington, tranche 4	OPG	935	1 ^{er} juillet 1985	13 mars 1993	En service
Gentilly-2	Hydro-Québec	675	1 ^{er} avril 1974	11 septembre 1982	En état d'arrêt – retrait du combustible en cours
Pickering-A, tranche 1	OPG	542	1 ^{er} juin 1966	25 février 1971	En service
Pickering-A, tranche 2	OPG	542	1 ^{er} septembre 1966	15 septembre 1971	En état d'arrêt sûr
Pickering-A, tranche 3	OPG	542	1 ^{er} décembre 1967	24 avril 1972	En état d'arrêt sûr
Pickering-A, tranche 4	OPG	542	1 ^{er} mai 1968	16 mai 1973	En service
Pickering-B, tranche 5	OPG	540	1 ^{er} novembre	23 octobre	En service

Réacteur	Titulaire du permis	Capacité brute (MWé)	Début de la construction	Première criticité	État
			1974	1982	
Pickering-B, tranche 6	OPG	540	1 ^{er} octobre 1975	15 octobre 1983	En service
Pickering-B, tranche 7	OPG	540	1 ^{er} mars 1976	22 octobre 1984	En service
Pickering-B, tranche 8	OPG	540	1 ^{er} septembre 1976	17 décembre 1985	En service
Point Lepreau	ENNB	705 (après réfection)	1 ^{er} mai 1975	25 juillet 1982	Réfection complétée (exploitation commerciale, 23 novembre 2012)

Appendice C – Exemples de programmes et autres renseignements devant être fournis à l'appui d'une demande de renouvellement de permis d'exploitation d'une centrale nucléaire

Sommaire des programmes regroupés par domaine de sûreté et de réglementation (cette liste n'est pas exhaustive)		
<p>1. Système de gestion</p> <ul style="list-style-type: none"> • Système de gestion des installations nucléaire / politique en matière de sûreté nucléaire • Gestion des systèmes / dossiers et contrôle des documents • Planification des activités / organisation nucléaire / contrôle des changements organisationnels / programme de gestion des entrepreneurs • Surveillance en matière de sûreté nucléaire / évaluation indépendante / évaluation de la culture de sûreté nucléaire 	<p>2. Gestion de la performance humaine</p> <ul style="list-style-type: none"> • Rendement humain / procédures techniques • Programme d'observation du comportement en continu / limites d'heures de travail / effectif minimal par quart • Formation en leadership et en gestion / formation 	<p>3. Conduite de l'exploitation</p> <ul style="list-style-type: none"> • Activités d'exploitation nucléaires / LCE • Paramètres d'exploitation sûre / exigences en matière de sûreté de l'exploitation • Contrôle de l'état de la centrale / chimie • Processus relatifs à l'OPEX / mesures correctives • Programme en matière de sûreté du réacteur / gestion de la réactivité / gestion des sources froides / réponse en cas de transitoire
<p>4. Analyse de la sûreté</p> <ul style="list-style-type: none"> • Programme en matière de sûreté du réacteur / programme en matière de fiabilité et de risque • Rapport d'analyse de la sûreté (toutes les parties) / analyse des dossiers 	<p>5. Conception matérielle</p> <ul style="list-style-type: none"> • Conduite des travaux d'ingénierie / contrôle des modifications techniques / ingénierie de l'approvisionnement • Gestion de la conception / gestion de la configuration • Combustible • Programme relatif aux enveloppes sous pression • Qualification environnementale • Logiciels 	<p>6. Aptitude fonctionnelle</p> <ul style="list-style-type: none"> • Entretien / gestion intégré du vieillissement • Fiabilité de l'équipement / surveillance des composants et de l'équipement / fiabilité et surveillance des systèmes importants pour la sûreté • Composants importants / plans de gestion du cycle de vie • Inspections non destructives
<p>7. Radioprotection</p> <ul style="list-style-type: none"> • Radioprotection / contrôle des expositions selon le principe ALARA • Seuils d'intervention au travail 	<p>8. Santé et sécurité classiques</p> <ul style="list-style-type: none"> • Politique en matière de santé et de sécurité • Sécurité classique / protection des travailleurs 	<p>9. Protection de l'environnement</p> <ul style="list-style-type: none"> • Politique en matière d'environnement / gestion environnementale / limites opérationnelles dérivées et seuils d'intervention en matière d'environnement
<p>10. Gestion des urgences et protection-incendie</p> <ul style="list-style-type: none"> • Politique de gestion des urgences / plan en cas de pandémie nucléaire / plan d'urgence nucléaire consolidé • Protection-incendie 	<p>11. Gestion des déchets</p> <ul style="list-style-type: none"> • Programme de gestion des déchets nucléaires • Gestion des déchets • Planification en vue du déclassement / plan préliminaire de déclassement 	<p>12. Sécurité</p> <ul style="list-style-type: none"> • Sécurité nucléaire • Rapport en matière de sécurité

Sommaire des programmes regroupés par domaine de sûreté et de réglementation (cette liste n'est pas exhaustive)		
13. Garanties et non-prolifération <ul style="list-style-type: none">• Garanties nucléaires	14. Emballage et transport <ul style="list-style-type: none">• Transport des matières radioactives	Autres sujets d'intérêt en matière de réglementation <ul style="list-style-type: none">• Garanties financières / Assurance en matière de responsabilité nucléaire• Programme d'information publique• Consultation auprès des Autochtones

Appendice D – Événements importants au cours de la période de référence⁶

Endroit/date	Description	Mesures correctives prises par le titulaire de permis	Mesures réglementaires
Bruce-A 23 janvier 2012 Alarme indiquant la présence de tritium dans le bâtiment de service auxiliaire	Un camion citerne, servant exclusivement au transport d'eau lourde sur le site de la centrale nucléaire (un site contrôlé), transportait de l'eau lourde de la centrale de Bruce-B au bâtiment de service auxiliaire de la centrale de Bruce-A, à des fins de stockage, lorsque les détecteurs de tritium ont été déclenchés. Le personnel dans ce bâtiment a été évacué immédiatement après que l'alarme ait été sonnée. Des mesures ont été prises et une zone d'exclusion a été établie afin de prévenir des expositions imprévues.	<p>À titre de précaution, le personnel de sécurité a immédiatement fermé le chemin que le camion avait emprunté. Peu de temps après, on a confirmé que ce chemin n'était pas contaminé et il a de nouveau été ouvert à la circulation (des échantillons de sol ont également été prélevés le long du chemin sans qu'on ne détecte de traces de fuite). Bruce Power a vérifié l'inventaire du camion et n'a pas détecté de perte d'eau lourde.</p> <p>L'« Équipe d'entretien ponctuel » de la centrale de Bruce-A a remplacé et isolé le disque de rupture du camion citerne et l'a expédié à des fins d'examen judiciaire. Le disque de rupture d'un camion similaire se trouvant à la centrale de Bruce-B a également été inspecté et soumis à un essai de pressurisation conformément aux procédures. Bruce Power a interrompu le transport d'eau lourde jusqu'à ce que l'analyse des causes fondamentales ait été complétée.</p> <p>La direction de Bruce Power, en coopération avec le personnel du service de transport, a examiné et mis en œuvre une analyse de l'emploi en ce qui concerne la sécurité et une analyse des risques liés aux tâches de cet emploi.</p>	Le personnel de la CCSN a effectué une enquête préliminaire afin de déterminer si la réponse de Bruce Power était adéquate et pour s'assurer que les travailleurs et l'environnement n'étaient pas exposés à des risques consécutifs à cet événement.

⁶ La Commission a été informée de tous les événements décrits dans cet appendice lors d'audiences publiques ou de réunions. Il convient de souligner que le dernier événement dans cet appendice ne mettait pas en cause une centrale nucléaire. Bien qu'il déborde de la portée de ce rapport, une description de cet événement aux Laboratoires de Chalk River est incluse parce qu'il était l'un des plus importants événements survenus au Canada au cours de la période de référence.

Endroit/date	Description	Mesures correctives prises par le titulaire de permis	Mesures réglementaires
		<p>La direction Programmes d'exploitation a mis à jour le programme de gestion de l'eau lourde afin de définir les rôles, les responsabilités, les attentes et les interfaces ayant trait au transport de l'eau lourde sur le site. Les aspects qui ont été pris en compte comprenaient l'évaluation des citernes, les escortes de sécurité, la planification du chemin à suivre, la gestion du cycle de vie des équipements, l'entretien préventif et la formation.</p> <p>Enfin, à la suite d'autres analyses, Bruce Power a décidé de changer de méthode pour expédier l'eau lourde, délaissant les camions citernes utilisés auparavant pour des contenants spécialement conçus à cette fin.</p>	
<p>Darlington</p> <p>28 juillet 2011</p> <p>Déclenchement manuel du système d'arrêt d'urgence n° 1</p>	<p>Au cours de travaux d'entretien régulier sur une barre d'arrêt de la tranche 3 alors que celle-ci était à pleine puissance, les barres du banc impair (un de deux bancs) sont tombées dans le coeur du réacteur. Conformément aux procédures, on a alors déclenché manuellement le système d'arrêt d'urgence n° 1 (SAU1) et placé la tranche dans l'état chaud à basse puissance.</p> <p>Cet événement est causé par la mauvaise installation de deux fils de l'alimentation électrique du mécanisme de déclenchement de la barre d'arrêt, de sorte que lorsqu'un cavalier a été installé avant</p>	<p>Les fils en cause ont été remplacés à l'endroit où ils devaient l'être, le filage des cartes de contrôle du mécanisme de déclenchement des autres barres d'arrêt a été inspecté et la tranche a été remise en service. Le filage des barres d'arrêt des autres tranches a également été inspecté.</p> <p>OPG a modifié ses procédures d'entretien afin qu'une vérification du voltage soit effectuée avant d'installer des cavaliers sur les circuits des cartes de contrôle des mécanismes de déclenchement. OPG a également revu l'OPEX afin de déterminer si des incidents similaires avaient déjà eu lieu.</p>	<p>Le personnel de la CCSN a vérifié que la cause de cet incident était bien comprise et que la tranche avait été remise en service de manière sûre.</p>

Endroit/date	Description	Mesures correctives prises par le titulaire de permis	Mesures réglementaires
	<p>de remplacer la carte de contrôle de ce mécanisme, un court-circuit s'est produit. Ceci a entraîné l'activation des mécanismes de déclenchement des barres du banc impair qui sont alors tombées dans le coeur. Cette défectuosité n'avait pas été détectés auparavant parce que cette carte n'avait jamais été remplacée alors que la tranche était en puissance.</p>		
<p>Pickering-A, tranche 4</p> <p>24 février 2011</p> <p>Déversement de modérateur</p>	<p>Un déversement de modérateur à l'intérieur du bâtiment du réacteur a eu lieu à la suite de l'arrêt d'une tranche afin de faire enquête sur une augmentation du taux de fuite du modérateur vers le réservoir de recueil. On avait constaté que le taux de fuite d'une pompe du modérateur vers le système de recueil avait passablement augmenté. Agissant prudemment, OPG a décidé de mettre la tranche en état d'arrêt afin de rechercher la cause du problème.</p> <p>Après l'arrêt du réacteur, des signaux ont été reçus indiquant la présence d'eau dans le puisard de la salle des pompes du modérateur, indiquant qu'il y avait déversement du modérateur sur le plancher. Après s'être préparés de façon minutieuse, des membres du personnel d'OPG sont entrés dans la salle des</p>	<p>La pompe du modérateur a été réparée et remise en service. OPG a inspecté les autres pompes du modérateur des tranches 1 et 4 afin de vérifier si des raccordements étaient mal installés. On a décelé, sur trois pompes, des fissures au niveau des raccordements qui dépassaient la marge de tolérance permise. Ces raccordements ont été enlevés, nettoyés et remis en place afin d'éliminer les fissures. Des essais et des lectures de la vibration ont été effectués et les résultats étaient acceptables.</p> <p>OPG a fait une recherche de la cause de la défaillance et un suivi a été effectué aux centrales de Pickering-A et de Pickering-B.</p> <p>Le personnel d'ingénierie de la centrale Pickering-B a vérifié s'il existait des lacunes au niveau de l'installation des raccordements et des procédures d'entretien. Le personnel d'entretien de la centrale de Pickering-A a effectué une auto-évaluation au niveau de sa division afin de déceler des lacunes dans les connaissances des</p>	<p>Le personnel de la CCSN a fait un suivi des réparations et de l'analyse des causes fondamentales de la défaillance effectuée.</p>

Endroit/date	Description	Mesures correctives prises par le titulaire de permis	Mesures réglementaires
	<p>pompes du modérateur et ils ont colmaté la fuite. Cette équipe a constaté que l'arbre de la pompe s'était brisé et que les paliers de la pompe et les garnitures du rotor étaient passablement endommagés. La fuite ne s'est pas répandue au-delà du bâtiment du réacteur. Les travailleurs n'ont pas reçu de doses imprévues.</p> <p>Suite à la fuite, afin de prévenir des problèmes au cas où de l'eau se déverserait sur elles, on a ouvert les disjoncteurs des trois pompes du modérateur. Ceci a occasionné une indisponibilité du système de refroidissement d'urgence du cœur parce que la centrale Pickering-A est conçue de sorte que ces pompes servent à recirculer l'eau injectée lors du déclenchement de ce système. Tel que requis, cette indisponibilité a été rapportée au personnel de la CCSN mais elle n'existait plus peu de temps après puisque la température du circuit caloporteur primaire a été abaissée en-deçà de 90 °C.</p>	<p>travailleurs et de les corriger en mettant à jour les manuels de formation.</p> <p>OPG a révisé son document intitulé <i>Exigences – Procédures techniques</i> afin de s'assurer que les lacunes cernées étaient prises en compte au moment de revoir toutes les procédures. OPG a également fait de cette défaillance de la pompe le sujet d'une étude de cas qu'elle a présentée à tout le personnel d'entretien de la centrale de Pickering-A.</p>	
<p>Laboratoires de Chalk River</p> <p>23 juin 2010</p> <p>Séisme</p>	<p>Un séisme de magnitude 5 a eu lieu à 60 km au nord de la ville d'Ottawa et il a été ressenti aux Laboratoires de Chalk River.</p>	<p>Certains bâtiments et installations ont été évacués immédiatement après le séisme. Celui-ci n'était cependant pas assez puissant pour atteindre les seuils du deuxième système de déclenchement du réacteur NRU en cas de séisme. Une tournée d'inspection visuelle des installations nucléaires</p>	<p>La CCSN a communiqué avec le titulaire de permis et son personnel en poste au site afin de s'assurer que le personnel était sain et sauf et que des mesures</p>

Endroit/date	Description	Mesures correctives prises par le titulaire de permis	Mesures réglementaires
		et d'autres bâtiments a été effectuée afin de confirmer qu'aucun dommage d'importance n'avait été occasionné. Personne n'a subi de blessures. EAACL a informé verbalement la CCSN et a soumis un rapport conformément au document S-99 de la CCSN.	appropriées avaient été prises. Le personnel de la CCSN a affiché un avis sur le site Web de l'AIEA intitulé Nuclear Event Web-based System (NEWS).

Appendice E – Recherche au Canada sur la sûreté nucléaire relative aux centrales nucléaires

E.1 Introduction et contexte

Le Canada estime que la recherche en matière de sûreté nucléaire joue un rôle important dans le maintien d'une base adéquate pour la conception et l'exploitation sûres des centrales nucléaires. Dans le cadre de l'obtention d'un permis au Canada, le demandeur est tenu de démontrer de façon adéquate que la sûreté est assurée, moyennant l'aide du concepteur. Pour ce faire, des données expérimentales appropriées doivent être fournies pour corroborer les modèles servant aux analyses et les analyses de la sûreté elles-mêmes. Comme l'expérience le démontre, il est nécessaire d'effectuer de la recherche expérimentale de façon continue pour appuyer les centrales en service ainsi que les projets de prolongation de la durée de vie et de nouvelle centrale nucléaire.

La nécessité d'effectuer de la recherche expérimentale a été renforcée davantage par un projet de la CCSN récemment terminé qui a mené à la formulation d'une position en fonction du risque concernant les questions de sûreté en suspens concernant les réacteurs CANDU (voir l'alinéa 14(i)). Cette position en fonction du risque revêt une importance particulière parce qu'elle permet d'orienter les efforts de recherche sur les domaines importants pour la sûreté et de faciliter l'élaboration de programmes d'amélioration de la sûreté spécifiques à chaque centrale en appui au renouvellement du permis d'une centrale ou des projets de prolongation de la durée de vie et les examens de nouvelles conceptions de réacteur.

Les activités de recherche et développement (R-D) concernant les centrales nucléaires au Canada sont entreprises par plusieurs organisations dont EACL, le COG, les entreprises du secteur de l'énergie nucléaire, les universités et des laboratoires du secteur privé. Les paragraphes qui suivent décrivent les éléments clés de ce programme de R-D, sa principale priorité étant les réacteurs de type CANDU.

E.2 Le programme de recherche et développement du Groupe des propriétaires de CANDU (COG)

Le programme de recherche et développement (R-D) du COG se consacre à diverses nouvelles questions en matière d'exploitation sûre, fiable et économique des réacteurs CANDU dans les domaines suivants :

- les canaux de combustible
- la sûreté et la délivrance de permis
- la santé, la sécurité et l'environnement
- la chimie, les matériaux et les composants
- l'ensemble d'outils normalisés de l'industrie (les logiciels servant à la conception, aux analyses de la sûreté et au soutien à l'exploitation)

Le programme de R-D du COG est financé par les titulaires de permis de réacteurs CANDU au Canada, par la Roumanie et par EACL, l'enveloppe budgétaire actuelle s'établissant à environ 40 millions de dollars par année. Cette enveloppe allouée au programme de R-D du COG démontre d'année en année un engagement accru en faveur de la R-D. Le COG s'occupe également d'autres projets exécutés par EPRI et d'autres entrepreneurs en R-D. Ces projets

représentent entre 15 à 20 millions de dollars de plus chaque année pour la R-D à l'appui des centrales nucléaires au Canada.

La nature des travaux en cours dans chacun des domaines est décrite ci-après, des précisions étant fournies pour les programmes traitant de la sûreté et de la délivrance de permis ainsi que de la santé et de la sécurité des personnes et de l'environnement.

Canaux de combustible

- la prévention des ampoules d'hydrures, les déformations, l'afflux de deutérium, l'examen des défauts, les lignes directrices relatives à l'aptitude fonctionnelle de l'équipement, et l'évaluation de la durée de vie des tubes de force

Sûreté et délivrance de permis

- les marges de sûreté en cas de PERCARM – couvrant les activités qui tiennent compte des préoccupations à l'égard du permis (fermeture de dossiers génériques) dans le but de rétablir des marges opérationnelles et de sûreté adéquates tenant compte des pointes de puissance prévues lors de PERCARM hypothétiques (le cas des PERCARM est décrit plus loin dans cet appendice)
- les termes sources des produits de fission – couvrant les activités qui tiennent compte des préoccupations à l'égard du permis (fermeture de dossiers génériques) associées aux fuites d'hydrogène et de vapeur lors d'une PERCA hypothétique en même temps qu'une perte de l'injection de l'eau de refroidissement d'urgence; et qui procurent des précisions sur l'activité chimique des produits de fission et le comportement des aérosols à l'intérieur de l'enveloppe de confinement
- les critères d'efficacité des systèmes de déclenchement comprennent les activités qui servent à améliorer la précision et l'efficacité des calculs effectués par des programmes informatiques de thermohydraulique utilisés pour effectuer les analyses dans le cadre de la délivrance de permis ainsi que la précision des marges opérationnelles et de sûreté des systèmes d'arrêt
- les incidents de surchauffe importante dans un canal – comprenant les activités qui tiennent compte des préoccupations à l'égard du permis (fermeture de dossiers génériques) associées au déversement possible de combustible en fusion dans le modérateur, suite à une PERCA importante dans un canal de combustible, ainsi que d'autres dommages possibles au réacteur dans un tel cas
- la technologie des analyses de la sûreté : couvrant les activités en appui aux logiciels utilisés pour les analyses de la sûreté et aux méthodes et approches d'analyse utilisées par l'ensemble des entreprises du secteur nucléaire
- la conception et le rendement du combustible comprenant les activités qui tiennent compte de préoccupations liées au permis (fermeture de dossiers génériques) en générant des renseignements qui confirment que le rendement des grappes de combustible est acceptable en fonctionnement normal; qui apportent des améliorations aux techniques et outils de localisation du combustible en développant la capacité des programmes informatiques servant à la prévision de l'oxydation du UO₂ en fonctionnement normal
- le vieillissement des centrales et la prolongation de leur durée de vie comprenant les activités qui servent à mieux quantifier les effets du vieillissement du circuit caloporteur primaire et du cœur du réacteur sur la capacité de fonctionnement de la centrale

- la recherche sur les accidents graves comprenant les activités qui tiennent compte des questions liées aux accidents hors dimensionnement ou aux accidents graves

Santé, sécurité et environnement

- dosimétrie externe : les activités visant à développer et à fournir des techniques et instruments bien fondés sur le plan technique pour évaluer et contrôler les doses attribuables au rayonnement externe reçues par les travailleurs de centrale nucléaire et le public
- dosimétrie interne : les activités visant à évaluer les dangers radiologiques liés à la fixation de produits radioactifs dans le corps, une attention particulière étant présentement accordée à la contamination alpha due à la présence d'actinides pendant les activités de réfection; ainsi qu'à tenir compte du risque à la santé à cause du rayonnement lorsque qu'une personne est exposée à de faibles doses et à des débits de dose faibles et de l'efficacité biologique des différents types de rayonnement
- surveillance du rayonnement : les activités servant à développer de nouveaux instruments de radioprotection et à améliorer ceux déjà disponibles ainsi qu'à repérer de tels instruments lorsqu'ils sont mis sur le marché et à les évaluer
- conséquences environnementales et biodiversité : les activités servant à établir et faire le suivi des modèles d'évaluation du risque à l'environnement ainsi que des normes et programmes de surveillance de l'environnement qui sont utilisés pour évaluer l'impact de l'exploitation d'une centrale sur l'environnement, y compris les espèces autres que l'être humain
- radioprotection au travail : les activités visant à améliorer la radioprotection du personnel des centrales en développant de nouveaux équipements et de nouvelles stratégies, etc., afin de diminuer la dose reçue par le personnel, conformément au principe ALARA et aux besoins particuliers de la gestion des doses
- contrôle des rejets : les activités visant à définir les caractéristiques des rejets d'une centrale, radiologiques et autres, et portant sur la mise en œuvre de méthodes appropriées de gestion afin d'être capable de quantifier les rejets et de cerner des mesures qui pourraient être prises pour les réduire
- gestion des déversements : les activités visant à élaborer des modèles d'évaluation du risque associé aux déversements et à développer des structures et processus de confinement des déversements ainsi qu'à cerner les meilleures pratiques du secteur en matière d'intervention dans de tels cas
- gestion des déchets et prévention de la pollution : les activités se rapportant aux déchets radioactifs (de faible et de moyenne activité) et conventionnels, à l'élaboration de paramètres de gestion des déchets et à la détermination des caractéristiques des déchets et des meilleures pratiques pour minimiser la production de déchets et pour promouvoir la manutention efficace et rentable de façon à satisfaire aux exigences réglementaires
- systèmes de gestion de l'environnement : les activités visant l'élaboration de processus du système de gestion, et de lignes directrices pour leur mise en œuvre, qui reflètent les meilleures méthodes de gestion de l'environnement du secteur, au besoin afin de conserver l'accréditation ISO 14001 et satisfaire aux exigences réglementaires

Chimie, matériaux et composants

- chimie
- réduction des champs et des doses de rayonnement
- outils servant aux inspections non destructives des générateurs de vapeur et des échangeurs de chaleur
- essais des crépines du système de refroidissement d'urgence du cœur (RUC)
- détérioration de l'enceinte de confinement
- améliorations apportées aux composants, aux matériaux, à l'entretien et aux procédés
- détérioration de la cuve du réacteur et des matériaux de la tuyauterie
- intégrité et nettoyage des générateurs de vapeur et des échangeurs de chaleur

Ensemble d'outils normalisé du secteur nucléaire

- les activités visant à consolider la qualification, le développement et l'entretien de différents programmes informatiques servant à la conception, aux analyses de la sûreté et au soutien opérationnel des réacteurs CANDU (présentement axées sur 18 programmes informatiques)

E.3 Le programme de recherche et développement d'EACL

L'objectif principal du programme de R-D d'EACL relatif à la technologie en matière de sûreté est de comprendre les processus sous-jacents du comportement des réacteurs CANDU et d'autres installations nucléaires lorsque des conditions anormales prévalent et de développer la technologie pour amoindrir les conséquences possibles de telles conditions. Les programmes de R-D procurent également le fondement technique qui soutient le développement de nouveaux produits et services servant à répondre aux besoins du client et du marché (pour plus de renseignements, voir la section D.1 du chapitre I). Une grande partie du programme de R-D d'EACL est réalisé dans le cadre du programme de R-D du COG décrit à l'alinéa E.2. Des programmes sont en place afin de démontrer la pertinence de la sûreté passive et de l'améliorer, de comprendre les phénomènes sous-jacents et de développer les outils d'analyse connexes. Ces activités de développement relatives à la sûreté passive sont liées aux activités plus générales de développement entrant dans le cadre du programme portant sur la génération IV (décrit ci-après) et des activités visant à améliorer les réacteurs CANDU.

Le programme de R-D d'EACL relatif à la technologie en matière de sûreté englobe présentement les programmes suivants :

Canaux de combustible

- la recherche sur la science des matériaux requise pour comprendre le rendement de l'enveloppe sous pression primaire dans un réacteur CANDU, pour comprendre les différents modes de défaillance et en faire la surveillance ainsi que pour établir et maintenir des conditions d'exploitation sûre

Chimie du réacteur et les systèmes

- la recherche portant sur la chimie du système caloporteur primaire et de la partie conventionnelle de la centrale, sur les matériaux et sur le comportement des composants et des systèmes de refroidissement qui est requise pour comprendre et atténuer les effets

du vieillissement de la centrale et pour continuer de s'assurer que l'exploitation est effectuée de manière sûre, fiable et rentable

Technologie en matière de sûreté

- la recherche visant à acquérir une compréhension suffisante des phénomènes de base et de leurs interactions afin de pouvoir évaluer et atténuer le risque d'accident aux centrales nucléaires

Physique et combustible

- la recherche visant à comprendre la physique des réacteurs et des rayonnements ainsi que la technologie du combustible nucléaire pour pouvoir concevoir, construire et exploiter des réacteurs nucléaires de manière sûre

Eau lourde et hydrogène

- la recherche visant à comprendre comment faire la gestion de l'eau lourde d'un réacteur CANDU et comment exploiter cette technologie (afin de réduire la présence d'hydrogène, par exemple)

Rejets dans l'environnement et radioprotection

- la recherche permettant d'acquérir les connaissances requises pour s'assurer que les faibles rejets des installations nucléaires sont conformes aux normes environnementales, pour développer des technologies efficaces de gestion des déchets de ces installations, pour tenir compte des questions en matière de politiques réglementaires et de sécurité du public ayant trait à la technologie nucléaire et pour s'assurer que la sécurité des travailleurs du secteur nucléaire est exemplaire

Rendement des logiciels

- la recherche visant une gestion efficace des programmes informatiques, en conformité avec les programmes d'assurance de la qualité et les exigences

Information et commande

- la recherche permettant d'acquérir les connaissances requises pour concevoir, faire l'entretien et améliorer les mécanismes de commande, d'affichage, de surveillance et de protection et les autres systèmes de gestion de l'information des centrales CANDU

E.4 Le programme de recherche et de soutien de la CCSN

La CCSN finance un programme de recherche et de soutien externe afin d'acquérir les connaissances et les données dont son personnel a besoin pour accomplir sa mission de réglementation. Ce programme donne accès, par l'entremise de contrats, de subventions ou de contributions, à des sources indépendantes de conseils, d'expertise, d'expérience et d'information, dont des entreprises du secteur privé et d'autres agences et organismes au Canada et à l'étranger.

Les contrats signés dans le cadre du programme de recherche et de soutien correspondent aux besoins de celle-ci liés à ses domaines de sûreté et de réglementation et comprennent les activités de la CCSN visant à :

- recueillir des données et effectuer des recherches sur le rendement afin d'établir des bases de comparaison dans les domaines de la santé, de la sécurité et de l'environnement qui englobent des sujets allant des limites de rejet de différentes matières à toute nouvelle préoccupation émergente
- déterminer les exigences pour la délivrance d'un permis dans le cas des nouvelles centrales nucléaires et mines d'uranium
- déterminer les questions d'autorisation en suspens et, pour chacune, établir la position de l'organisme de réglementation tout en tenant compte de l'âge des centrales nucléaires canadiennes
- permettre à la CCSN de pouvoir comprendre pleinement les technologies possibles, nouvelles et futures (petits et nouveaux réacteurs, gestion des déchets, nouvelles installations de production d'isotopes, le vieillissement des installations, analyses comparatives au niveau international, normes environnementales) afin de s'assurer que des informations à jour sont utilisées pour remplir les fonctions réglementaires

Dans le cadre du programme de recherche et de soutien, des subventions et des contributions sont accordées à différents organismes et projets dont :

- le Réseau d'excellence universitaire en génie nucléaire (UNENE)
- l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA)
- la Commission internationale de la protection radiologique (CIPR)
- le Groupe CSA
- le Programme multinational d'évaluation de la conception (MDEP)
- le programme de l'OCDE portant sur la détérioration et le vieillissement des composants ainsi que l'expérience d'exploitation connexe (CODAP)
- la Deep River Science Academy

Le budget annuel du programme de recherche et de soutien est d'environ trois millions de dollars. En moyenne, de 60 et 80 projets sont gérés chaque année par l'entremise de ce programme, plusieurs d'entre eux se poursuivant sur plus d'une année financière.

E.5 Forum international sur la génération IV

Le Canada est l'un des membres fondateurs du Forum international sur la génération IV qui a été mis sur pied en 2001 afin de développer de manière collaborative la prochaine génération de systèmes d'énergie nucléaire qui permettront un approvisionnement en énergie fiable et à un prix compétitif de manière sûre et durable.

En 2005, le Canada et quatre autres pays ont signé l'Accord-cadre sur la collaboration internationale en matière de recherche et de développement des systèmes d'énergie nucléaire de génération IV. Il s'agit d'un document international juridiquement contraignant qui réunit les pays participants pour la réalisation d'activités de R-D multilatérales et de grande envergure. À ce jour, neuf pays ainsi que l'Union européenne ont ratifié l'Accord.

En 2006, RNCAN a mis en place le Programme national de quatrième génération afin d'appuyer les activités de R-D sur la génération IV, particulièrement celles pertinentes pour le Canada et qui lui permettant de remplir ses engagements. Ce programme rassemble des agences

gouvernementales, des entreprises du secteur nucléaire et des universités de partout au pays qui participent au développement multilatéral de systèmes avancés de production d'énergie nucléaire, visant de manière particulière à améliorer la sûreté, à réduire les déchets, à diminuer les coûts et à rendre la prolifération plus difficile.

Des six types de réacteur que le Forum international sur la génération IV a jugé acceptables, le Canada porte une attention particulière au développement du réacteur de type supercritique et refroidi à l'eau. Celui-ci a été perçu comme l'évolution la plus naturelle de la technologie CANDU actuelle, permettant ainsi au Canada de mieux contribuer aux initiatives en matière de R-D en mobilisant les sources d'expertise et les installations de recherche CANDU présentement disponibles au pays.

Dans le cadre du programme global du Canada, des fonds pour la recherche sont attribués à des universités, par l'entremise d'un processus faisant l'objet d'un examen par des pairs, afin d'étudier des domaines particuliers qui appuient le développement d'un réacteur de type supercritique et refroidi à l'eau. En mars 2012, le gouvernement du Canada a alloué des fonds permettant d'attribuer huit millions de dollars au cours d'une période de quatre ans pour financer des projets de recherche liés à la génération IV à des universités partout au Canada.

Appendice F – Système d'évaluation du rendement des centrales nucléaires et d'attribution de cotes connexes de la CCSN et résultats obtenus au cours de la période de référence

Le processus d'attribution de cotes que la CCSN utilise dans le cadre de l'évaluation du rendement des titulaires de permis de centrale nucléaire dans les domaines de sûreté et de réglementation comprend les quatre cotes suivantes :

ES	Entièrement satisfaisant
SA	Satisfaisant
IA	Inférieur aux attentes
IN	Inacceptable

Les définitions des cotes sont les suivantes :

Entièrement satisfaisant (ES)

Le niveau de conformité aux exigences réglementaires est entièrement satisfaisant. Pour ce domaine ou programme, le niveau de conformité dépasse les exigences de même que les attentes de la CCSN. Le niveau de conformité est stable ou s'améliore et les problèmes qui se présentent sont réglés rapidement.

Satisfaisant (SA)

Le niveau de conformité aux exigences réglementaires est satisfaisant. Pour ce domaine ou programme, le niveau de conformité répond aux exigences de même qu'aux attentes de la CCSN. Les déviations sont jugées mineures et on estime que le risque, de ne pas atteindre les objectifs réglementaires ou de ne pas se conformer aux attentes de la CCSN, présenté par chacun des problèmes décelés est faible. Des améliorations appropriées sont prévues.

Inférieur aux attentes (IA)

Le niveau de conformité aux exigences réglementaires est inférieur aux attentes. Pour ce domaine ou programme, le niveau de conformité s'écarte des exigences de même que des attentes de la CCSN de sorte qu'il existe un risque modéré, qu'à la limite, le domaine ou le programme ne soit plus conforme. Des améliorations doivent être apportées afin que les lacunes relevées soient corrigées. Le titulaire de permis prend les mesures correctives voulues.

Inacceptable (IA)

Le niveau de conformité aux exigences réglementaires est inacceptable et la conformité est sérieusement mise à risque. Pour l'ensemble d'un domaine ou d'un programme, le niveau de conformité est nettement inférieur aux exigences ou aux attentes de la CCSN, ou on constate une non-conformité générale. Si des mesures correctives ne sont pas prises, il existe un risque élevé que les lacunes entraîneront un risque inacceptable. Les problèmes ne sont pas résolus de façon efficace, aucune mesure corrective appropriée n'a été prise et aucun autre plan d'action n'a été proposé. Des mesures correctives sont requises immédiatement.

Le tableau F.1 fournit les définitions des 14 domaines de sûreté et de réglementation qui ont été utilisés au cours de la période de référence. Ils remplacent les anciens domaines de sûreté et les programmes qui étaient décrits dans les rapports canadiens précédents et ils sont utilisés pour toutes les installations autorisées par la CCSN. Toutes les cotes de rendement mentionnées dans le présent rapport se rapportent à cet ensemble de domaines de sûreté et de réglementation.

Tableau F.1 : Domaines fonctionnels, domaines de sûreté et de réglementation et domaines particuliers de la CCSN servant à l'évaluation du rendement aux centrales nucléaires au Canada

Domaine fonctionnel	Domaine de sûreté et de réglementation	Domaine particulier	
Gestion	Système de gestion	Système de gestion	
		Organisation	
		Gestion du changement	
		Rendement en matière de gestion	
		Culture de sûreté	
		Gestion de la configuration	
		Continuité des opérations	
	Gestion de la performance humaine	Programme de rendement humain	
		Formation du personnel	
		Accréditation du personnel	
		Examens d'accréditation initiale et tests de requalification	
		Organisation du travail et conception de tâches	
		Procédures et outils de travail	
	Conduite de l'exploitation	Aptitude au travail	
		Réalisation des activités autorisées	
		Procédures	
		Expérience d'exploitation	
		Rapport et établissement de tendances	
		Rendement de la gestion des arrêts	
		Paramètres d'exploitation sûre	
		Gestion des accidents et rétablissement	
Gestion des accidents graves et rétablissement			
Installation et équipement	Analyse de la sûreté	Analyse déterministe de la sûreté	
		Étude probabiliste de sûreté	
		Analyse de la criticité	
		Analyse des accidents graves	
		Évaluation des risques environnementaux	
		Gestion des dossiers de sûreté (y compris les programmes de R-D)	
		Conception matérielle	Conception des composants
			Qualification de l'équipement
	Conception et classification de système		
	Facteurs humains dans la conception		
	Robustesse de la conception		
	Contrôle des modifications techniques		
	Caractérisation du site		

Domaine fonctionnel	Domaine de sûreté et de réglementation	Domaine particulier
	Aptitude fonctionnelle	Aptitude de l'équipement au service/performance de l'équipement
		Entretien
		Surveillance des structures, systèmes et composants (SSC)
		Fiabilité des systèmes importants pour la sûreté
		Intégrité des enveloppes sous pression
		Gestion du vieillissement, gestion du cycle de vie
		Inspections périodiques des composants des enveloppes sous pression et des structures du confinement
		Inspections en service de la partie conventionnelle de la centrale
Processus de contrôle de base	Radioprotection	Application du principe ALARA
		Contrôle des doses des travailleurs
		Dosimétrie individuelle
		Contrôle de la contamination
		Dose estimée au public
	Santé et sécurité classiques	Conformité au code du travail
		Tenue des lieux et gestion des dangers
		Gravité et fréquence des accidents
	Protection de l'environnement	Contrôle des effluents et des émissions (rejets)
		Système de gestion de l'environnement (SGE)
		Surveillance environnementale
	Gestion des urgences et protection-incendie	Préparation et intervention en cas d'urgence classique
		Préparation et intervention en cas d'urgence nucléaire
		Préparation et intervention en cas d'incendie
	Gestion des déchets	Minimisation, ségrégation et caractérisation des déchets
		Stockage et traitement des déchets
		Plans de déclassement
	Sécurité	Installations et équipement
		Contrôle d'accès
		Formation, exercices et manœuvres
		Force d'intervention nucléaire
	Garanties et non-prolifération	Comptabilisation et contrôle des matières nucléaires
		Accès et assistance à l'AIEA
Information opérationnelle et de conception		
Équipement, confinement et surveillance relatifs aux garanties		
Importation et exportation		
Emballage et transport	Emballage et transport	

Les facteurs de sûreté dans le tableau suivant sont tirés du guide spécifique de sûreté SSG-25 de l'AIEA, *Bilan périodique de sûreté pour les centrales nucléaires*.

Tableau F.2 : Comparaison entre les facteurs de sûreté de l'AIEA et les domaines de sûreté et de réglementation de la CCSN

Facteurs de sûreté de l'AIEA	Domaines de sûreté et de réglementation de la CCSN connexes
Conception de la centrale	Système de gestion, conduite de l'exploitation, analyse de la sûreté, conception matérielle, aptitude fonctionnelle, radioprotection, santé et sécurité classiques, protection de l'environnement
État réel des structures, systèmes et composants	Système de gestion, analyse de la sûreté, conception matérielle, aptitude fonctionnelle, radioprotection, santé et sécurité classiques, protection de l'environnement
Qualification de l'équipement	Système de gestion, conduite de l'exploitation, analyse de la sûreté, conception matérielle, aptitude fonctionnelle, radioprotection, santé et sécurité classiques, protection de l'environnement
Vieillesse	Système de gestion, gestion de la performance humaine, conduite de l'exploitation, analyse de la sûreté, conception matérielle, aptitude fonctionnelle, radioprotection, santé et sécurité classiques, protection de l'environnement
Analyse déterministe de sûreté	Système de gestion, analyse de la sûreté, conception matérielle, aptitude fonctionnelle, radioprotection, gestion des urgences et protection-incendie
Étude probabiliste de sûreté	Analyse de la sûreté, conception matérielle, aptitude fonctionnelle
Analyse des dangers	Système de gestion, conduite de l'exploitation, analyse de la sûreté, conception matérielle, aptitude fonctionnelle, radioprotection, santé et sécurité classiques, protection de l'environnement, gestion des urgences et protection-incendie, sécurité, garanties et non-prolifération, emballage et transport
Rendement en matière de sûreté	Système de gestion, conduite de l'exploitation, analyse de la sûreté, aptitude fonctionnelle, radioprotection, santé et sécurité classiques, protection de l'environnement, gestion des déchets
Utilisation de l'expérience provenant d'autres centrales et des résultats de la recherche	Système de gestion, gestion de la performance humaine, conduite de l'exploitation
Organisation, système de gestion et culture de sûreté	Système de gestion, gestion de la performance humaine, conduite de l'exploitation
Procédures	Système de gestion, gestion de la performance humaine, conduite de l'exploitation, radioprotection, santé et sécurité classiques, gestion des urgences et protection-incendie

Facteurs de sûreté de l'AIEA	Domaines de sûreté et de réglementation de la CCSN connexes
Facteurs humains	Système de gestion, gestion de la performance humaine, conduite de l'exploitation, aptitude fonctionnelle, radioprotection, santé et sécurité classiques
Planification des mesures d'urgence	Système de gestion, gestion de la performance humaine, conduite de l'exploitation, santé et sécurité classiques, gestion des urgences et protection-incendie
Incidences radiologiques sur l'environnement	Système de gestion, conduite de l'exploitation, protection de l'environnement

**Tableau F.3 : Cotes de rendement des centrales nucléaires dans chacun des domaines de sûreté et de réglementation
au cours des années 2010, 2011 et 2012**

	Bruce-A			Bruce-B			Darlington			Pickering-A			Pickering-B			Gentilly-2			Point Lepreau		
	2010	2011	2012	2010	2011	2012	2010	2011	2012	2010	2011	2012	2010	2011	2012	2010	2011	2012	2010	2011	2012
Système de gestion	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA
Gestion de la performance humaine	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA
Conduite de l'exploitation	SA	SA	SA	SA	SA	SA	ES	ES	ES	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA
Analyse de la sûreté	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA
Conception matérielle	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA
Aptitude fonctionnelle	SA	SA	SA	SA	SA	SA	ES	ES	ES	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA
Radioprotection	IA	SA	SA	SA	SA	SA	ES	ES	ES	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA
Santé et sécurité classiques	ES	ES	ES	ES	ES	ES	ES	ES	ES	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	ES
Protection de l'environnement	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA
Gestion des urgences et protection-incendie	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	IA	SA	SA
Gestion des déchets	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA
Emballage et transport	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA
Cote intégrée de la centrale	SA	SA	SA	SA	SA	SA	ES	ES	ES	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA	SA

Légende :

Cotes attribuées en 2010, 2011 et 2012 ES = Entièrement satisfaisant SA = Satisfaisant IA – Inférieur aux attentes

Les cotes de rendement pour les domaines « Sécurité » et « Garanties et non-prolifération » n'ont pas été insérées dans le tableau.

Appendice G – Questions de sûreté CANDU

G.1 Processus de détermination des questions de sûreté CANDU et de leur importance en fonction du risque

Au cours de la période de référence, la CCSN et les entreprises du secteur nucléaire ont évalué l'état actuel des questions en suspens concernant la conception et l'analyse de la sûreté des réacteurs CANDU au Canada et elles ont élaboré une démarche à suivre en fonction du risque pour tenir compte des préoccupations de sûreté nucléaire liées aux projets de réfection et aux réacteurs en service. Suite à cet examen, la CCSN a distribué un rapport intitulé *Application du processus de prise de décision en fonction du risque de la CCSN aux questions de sûreté de catégorie 3 relatives au réacteur CANDU – Élaboration d'une position réglementaire en fonction du risque pour ces questions*.

La première liste de questions de sûreté a été préparée en s'inspirant du document TECDOC-1554 de l'AIEA, *Questions génériques de sûreté des centrales nucléaires concernant les réacteurs à l'eau lourde pressurisée et des moyens pour les résoudre*. La surveillance réglementaire des réacteurs en service, les évaluations réalisées dans le cadre des projets de prolongation de la durée de vie et les examens de nouvelles conceptions de réacteurs CANDU effectués avant la délivrance d'un permis ont également permis de cerner d'autres questions de sûreté. Les questions traitées auparavant par l'entremise des dossiers génériques (DG) ont également été ajoutées à la liste des questions prises en compte. Ces DG constituent un outil de réglementation qui a servi précédemment à définir l'ampleur de certaines questions de sûreté s'appliquant à plus d'une centrale nucléaire et à faire le suivi du progrès réalisé pour y apporter une solution. Les DG, en tant qu'outil de réglementation, ont été éliminés progressivement; les DG encore en suspens ont été clos au cours de la période de référence (voir le tableau G.1).

Les questions de sûreté ont été divisées en trois grandes catégories, selon la pertinence et l'efficacité des mesures de contrôle prises par les titulaires de permis pour maintenir des marges de sûreté appropriées :

- Catégorie 1: questions pour lesquelles une solution satisfaisante a été apportée au Canada
- Catégorie 2 : questions constituant un problème au Canada, mais pour lesquelles des mesures appropriées ont été prises pour maintenir les marges de sûreté
- Catégorie 3 : questions constituant un problème au Canada et pour lesquelles des mesures ont été prises pour maintenir les marges de sûreté, mais il est nécessaire de confirmer qu'elles sont adéquates

Il ne faut pas conclure que l'existence de questions de catégorie 3 signifie que la sûreté des centrales nucléaires actuelles est remise en cause, celles-ci ayant établi une réputation de haut calibre en matière de sûreté de l'exploitation au Canada. Il s'agit plutôt d'une indication claire des domaines pour lesquels on retrouve des incertitudes au niveau des connaissances, pour lesquels l'évaluation de sûreté a été fondée sur des hypothèses conservatrices et pour lesquels des décisions de l'organisme de réglementation sont requises, ou devront être confirmées.

Soixante-treize questions de sûreté concernant la conception et l'analyse de la sûreté des centrales ont été répertoriées au cours de la première partie du projet, vingt d'entre elles étant jugées possiblement importantes sur le plan de la sûreté (catégorie 3). Un processus de prise de décisions en fonction du risque (PDFR; décrit à l'alinéa 8.1d)) a été appliqué subséquentement aux questions de la catégorie 3 afin de définir le risque lié à chacune d'elles, de déterminer son

importance, de l'évaluer et de recommander des mesures pour le contrôler. Conformément au principe de défense en profondeur, l'évaluation du risque a touché toutes les combinaisons possibles d'événements qui pourraient entraîner des dommages au combustible, nuire à la santé des travailleurs et du public ou avoir des effets négatifs sur l'environnement, ou toute combinaison de ces incidences. L'application du processus de PDFR par un groupe de travail conjoint CCSN-secteur nucléaire a permis d'en venir à un consensus sur les points suivants :

- une définition des questions de sûreté génériques s'appliquant à toutes les centrales nucléaires présentement en exploitation au Canada
- le niveau d'importance du risque lié aux questions, en ce qui concerne les différents domaines de sûreté
- des mesures de contrôle du risque qui sont appropriées pour résoudre les questions, y compris des plans de haut niveau de mise en œuvre de ces mesures

De façon générale, les mesures de contrôle du risque visent à améliorer la compréhension de la question de sûreté et à tenir compte des marges de sûreté et des incertitudes connexes. Aucun des scénarios étudiés ne comportait un risque dont le niveau d'importance nécessitait que des mesures correctives soient prises immédiatement.

Une mise à jour de l'estimation du niveau de risque des 20 questions de sûreté de la catégorie 3 et une évaluation de celles-ci effectuées conformément au processus de PDFR ont entraîné un changement de la catégorie de quatre de ces dernières, celles-ci ayant été classées dans une catégorie de moindre risque. Des 16 questions de sûreté de la catégorie 3 qui restent, 6 sont liées aux accidents de perte de caloporteur attribuable à une rupture majeure (PERCARM), et les 10 autres touchent d'autres sujets.

G.2 Questions de sûreté CANDU liées aux PERCARM

L'apport de réactivité positive due à la présence de vide dans le circuit caloporteur constitue une caractéristique intrinsèque de la conception des réacteurs CANDU. Elle découle principalement de la séparation entre le caloporteur et le modérateur et l'emploi d'un oxyde d'uranium non enrichi comme combustible pour produire la puissance de ces réacteurs. La conception actuelle des réacteurs CANDU comporte des dispositions particulières pour tenir compte de cette caractéristique intrinsèque de la conception, dont les multiples mesures de protection afin d'établir une défense en profondeur. La plus importante disposition de protection est la présence de deux systèmes d'arrêt du réacteur fiables, indépendants l'un de l'autre, pleinement efficaces, automatiques, à action rapide et indépendants du système de régulation du réacteur. Ces deux systèmes d'arrêt sont renforcés par des systèmes robustes pour le refroidissement d'urgence du coeur (RUC) et le confinement qui, ensemble, procurent l'assurance que toute pointe de puissance résultant d'une réactivité positive causée par la présence de vide sera contrôlée, que le coeur sera refroidi adéquatement et que les rejets radioactifs possibles seront moindres que les limites réglementaires suite à un tel accident.

Une PERCARM est un accident de dimensionnement (AD) qui, selon toute hypothèse, se produit après une défaillance soudaine d'une conduite de gros diamètre du système caloporteur primaire. Une PERCARM est l'AD servant à définir l'ensemble des exigences à l'égard de la rapidité d'action des systèmes d'arrêt et les exigences de rendement du système RUC. Puisque le coeur se vide rapidement dans un tel cas, la PERCARM comporte une diminution rapide de la capacité de refroidissement conjointement à un apport de réactivité positive au taux le plus rapide qui soit.

La pointe de puissance qui en résulte est terminée par le déclenchement des deux systèmes d'arrêt en moins de deux secondes après le début de l'accident.

De plus, des hypothèses de combinaisons d'événements improbables, comme une PERCARM alors que le système RUC n'est pas disponible, ont été tenues en compte lors de la conception des réacteurs CANDU. Bien que d'autres autorités compétentes jugent que ces combinaisons d'événements font partie des accidents hors dimensionnement (AHD), dans le cadre de la réglementation au Canada, elles font présentement partie des AD.

Les cas de surpuissance après une PERCARM sont traités dans les rapports d'analyse de la sûreté. La méthode présentement suivie pour effectuer l'analyse de la sûreté dans le cas des scénarios de PERCARM est fondée sur de nombreuses hypothèses conservatrices concernant l'état du réacteur, avant et après le début de l'accident. Tel que mentionné dans ces rapports, la conception répond aux critères d'acceptation actuels et permet de respecter les limites de dose réglementaires. Cependant, les marges de sûreté dans le cas d'une PERCARM sont en voie d'être réévaluées afin de confirmer que l'exploitation demeure sûre à la lumière de résultats expérimentaux obtenus au cours des dix dernières années. Ceux-ci concluaient que la valeur actuelle de l'apport de réactivité si le cœur se vidait complètement était plus grande que ce qui avait été prévu dans les rapports d'analyse de la sûreté.

Quatre questions de sûreté CANDU de catégorie 3 toujours à l'étude au début de la période de référence sont directement liées à la réduction des marges de sûreté dans le cas d'une PERCARM. Elles sont :

- l'importance de la réactivité causée par le vide
- l'importance de la présence de vide dans les canaux lors de PERCARM
- les effets sur les grappes de combustible soumises à de hautes températures
- les effets sur les grappes de combustible lors de pointes de puissance

Un groupe conjoint CCSN-secteur nucléaire a été mis sur pied en 2008 afin de définir des avenues possibles pour résoudre les questions de sûreté liées aux marges de sûreté en cas de PERCARM aux réacteurs CANDU actuels. Le groupe de travail a proposé les deux stratégies suivantes pour les résoudre :

- l'approche analytique composite (préférence des entreprises du secteur nucléaire)
- la stratégie de modification de la conception (solution de rechange)

Approche analytique composite

L'approche analytique composite vise à démontrer que :

- la probabilité de rupture d'une grosse conduite du circuit caloporteur primaire d'un réacteur CANDU est faible
- la probabilité d'une rupture majeure et instantanée d'une telle conduite est faible
- pour les états de fonctionnement les plus probables, les marges de sûreté en cas de PERCARM sont grandes

Par conséquent, l'approche analytique composite tente de :

- déterminer la fréquence des ruptures majeures de conduite qui entraînerait la reclassification des scénarios de bris de conduite du type PERCARM de la catégorie des AD à la catégorie des AHD

- développer et valider un modèle plus réaliste d'élargissement d'une fissure dans le cas de la progression d'une rupture d'une grosse conduite (au lieu de l'hypothèse actuelle d'une rupture en guillotine instantanée et double)
- développer davantage la méthode « analyse des prévisions les plus probables et incertitudes (BEAU) » afin de renforcer l'analyse déterministe de sûreté dans le cas de PERCARM

Pour toutes les incertitudes (liées à des hypothèses, des modèles et des programmes informatiques), la méthode BEAU suppose des conditions initiales et des conditions limites plus réalistes et définies avec un niveau de confiance élevé.

Stratégie de modification de la conception

La stratégie de modification de la conception a pour objectif d'apporter des modifications à la conception et à l'exploitation des réacteurs de manière à rétablir les marges de sûreté amoindries advenant que l'approche analytique composite ne soit acceptée par la CCSN. Ces marges de sûreté pourraient être rétablies soit en améliorant l'efficacité des systèmes d'arrêt ou à l'aide d'autres moyens permettant de limiter l'importance de la pointe de puissance à la suite d'une PERCARM. Plus spécifiquement, la stratégie de modification de la conception repose sur la faisabilité :

- d'apporter des changements aux pratiques d'exploitation
- de modifier les systèmes d'arrêt d'urgence

Résolution des questions de sûreté CANDU liées aux PERCARM

Des évaluations des mérites de l'approche analytique composite et de la stratégie de modification de la conception ont révélé qu'elles sont de valeur comparable pour tenir compte des questions de sûreté CANDU relatives aux PERCARM. La CCSN a accepté la proposition des entreprises du secteur nucléaire d'adopter en priorité l'approche analytique composite pour régler ces questions.

Ces entreprises ont établi un comité d'orientation par l'entremise du COG. Celui-ci est sous la direction de la Tribune des cadres supérieurs du secteur de l'énergie nucléaire et il coordonne la mise en œuvre de l'approche analytique composite par les entreprises du secteur. Ces entreprises ont documenté la justification du choix de cette option, y compris les raisons techniques, l'échéancier de la mise en œuvre ainsi que les coûts de développement et de la mise en œuvre. Elles ont également mis sur pied deux groupes de travail afin de résoudre des questions d'analyse et d'évaluer la probabilité d'une PERCARM et les caractéristiques de propagation de la fissure dans un tel cas.

Afin d'optimiser les chances de réussite de cette approche, les entreprises du secteur nucléaire préparent actuellement un programme détaillé et un échéancier pour le développement et la mise en œuvre de l'approche analytique composite qui comprennent la portée, les tâches à effectuer et les critères de réussite pour chacun de ses éléments. Le mandat établira de façon claire les responsabilités respectives des entreprises du secteur nucléaire qui participent au projet et de la CCSN. Les entreprises du secteur nucléaire ont également mis en œuvre un processus de suivi afin de :

- démontrer que le niveau de confiance en la réussite de l'approche analytique composite augmente avec le temps

- vérifier que l'approche proposée permet vraiment de réduire les incidences négatives sur la sûreté des questions de sûreté CANDU de catégorie 3 relatives aux PERCARM

Le secteur nucléaire a distribué un rapport dans les règles de l'art sur les caractéristiques fondamentales des effets d'une température élevée sur le combustible CANDU et planifie effectuer des essais pour étudier la déformation des grappes de combustible lorsqu'elles sont exposées à de hautes températures. Le groupe de travail chargé de résoudre les questions d'analyse a également défini les activités de base suivantes qui seront entreprises de façon conjointe avec l'approche analytique composite (bien que celles-ci servent de complément aux deux stratégies) :

- une réévaluation des critères d'acceptation dans le cas des PERCARM (la question des marges de sûreté)
- une réévaluation de l'incertitude associée au coefficient de réactivité attribuable au vide dans le circuit caloporteur

Le comité d'orientation mis sur pied par les entreprises du secteur nucléaire est également responsable d'élaborer des plans globaux de mise en œuvre de la stratégie de modification de la conception advenant que l'approche analytique composite n'ait pas de succès. Il faut noter que, bien que cette dernière stratégie soit considérée comme l'option de rechange à l'approche analytique composite, les entreprises du secteur nucléaire au Canada ont effectué au cours des dernières années (et continuent de le faire) un nombre d'études de faisabilité pour se préparer à la mise en œuvre de cette stratégie.

Les titulaires de permis ont déjà apporté plusieurs modifications à leurs pratiques d'exploitation afin d'atténuer davantage les conséquences d'une PERCARM. Une modification technique d'importance touchant également l'exploitation, décrite dans le quatrième rapport du Canada, est le changement apporté par Bruce Power au rechargement des grappes de combustible lorsqu'elles fonctionnent, c'est-à-dire que celui-ci ne se fasse plus dans le sens contraire de la circulation du caloporteur mais plutôt dans le sens de la circulation. Cette modification diminue la quantité de combustible « neuf » (et ainsi de réactivité) qui pourrait être introduite dans le cœur à cause du déplacement des grappes de combustible lorsque la circulation change de direction à la suite d'une PERCARM, améliorant ainsi les marges de sûreté dans les cas des PERCARM.

Les cœurs de toutes les tranches des centrales de Bruce-A et de Bruce-B ont été modifiés pour permettre le rechargement du combustible dans le sens de la circulation. Les marges de sûreté étant ainsi plus grandes dans le cas d'une PERCARM, le permis d'exploitation de la centrale de Bruce-B a été modifié afin de permettre que la puissance des réacteurs des tranches 5, 6, 7 et 8 puisse être augmentée jusqu'à 93 % de la pleine puissance.

En plus des initiatives décrites précédemment, le secteur nucléaire évalue également le progrès global réalisé au chapitre des méthodes tenant compte du risque, y compris la prévention des ruptures et les inspections en fonction du risque, afin de déterminer comment elles pourraient être appliquées aux cas de PERCARM. L'application de méthodes tenant compte du risque devrait procurer une plus grande assurance qu'il sera possible de prévenir des incidents, ce qui constitue la première ligne de défense. L'adoption d'une approche tenant compte du risque pourrait aussi mener à une meilleure compréhension de la vue d'ensemble des risques, permettant ainsi d'allouer de façon appropriée des ressources pour régler ce problème.

Au cours de la période de référence, une question de sûreté CANDU liée au PERCARM – l'importance de la présence de vide dans les canaux lors de PERCARM – a été abaissée de la catégorie 3 à la catégorie 2, dans le cas de toutes les centrales nucléaires. Il est prévu que les trois autres questions de sûreté de ce groupe seront résolues d'ici la fin de 2013.

G.3 Autres questions de sûreté liées aux réacteurs CANDU

Dans le cas des autres questions de sûreté de la catégorie 3 non liées aux PERCARM, les résultats de l'application du processus de PDFR indiquent que la plupart des questions de sûreté en suspens seront résolues par des efforts supplémentaires portant sur :

- la validation des données, des modèles et des programmes informatiques servant aux analyses d'accident
- l'acquisition de données expérimentales supplémentaires concernant les effets sur le combustible assujetti aux conditions qui prévalent à la suite d'accidents
- la gestion du vieillissement des SSC et l'évaluation de l'impact du vieillissement sur la réponse des centrales en cas d'accident
- la mise en œuvre de mesures d'amélioration de la conception qui seront justifiées par les activités précédentes

Le processus de PDFR a permis de définir des plans globaux pour résoudre les autres questions de sûreté de catégorie 3 non liées aux PERCARM. Pour chacune d'elles, une mesure de contrôle du risque a été déterminée et le personnel de la CCSN en est venu à un consensus avec les entreprises du secteur nucléaire sur les plans globaux pour les mettre en œuvre.

L'impact du vieillissement de la centrale sur l'analyse de la sûreté est un exemple des autres questions de sûreté de catégorie 3. Bruce Power et OPG ont adopté une nouvelle méthode d'analyse relative à la surpuissance neutronique pour évaluer un des événements sur lesquels le vieillissement a le plus d'impact : une perte lente de régulation. Au cours de la période de référence, un comité technique indépendant, parrainé conjointement par la CCSN et le secteur nucléaire, a examiné la méthode. Il a conclu que, dans l'ensemble, son fondement technique était solide, mais il a recommandé que d'autres justifications soient apportées et que des analyses et révisions soient effectuées avant de prendre la décision finale de l'intégrer au processus de réglementation. Le personnel de la CCSN était d'accord avec les recommandations du comité et a informé les entreprises du secteur nucléaire que des travaux de développement de cette méthode devaient être réalisés avant qu'elle ne soit pleinement utilisée en appui à une demande de permis. Ces entreprises ont depuis complété toutes les activités recommandées par le comité.

Toutes les mesures de contrôle du risque ont été définies et des plans pour les mettre en œuvre ont été soumis à la CCSN. Une bonne partie du travail requis pour régler les questions en suspens a été complété et des demandes de reclassement ont été soumises à la CCSN pour chacune d'elles, sauf une. Dans le cas de certaines centrales, la CCSN a depuis reclassé un nombre de questions. Au cours de la période de référence, parmi les autres questions de catégorie 3 non liées aux PERCARM, celle traitant des mesures de contrôle de l'hydrogène pendant les accidents a été abaissée de la catégorie 3 à la catégorie 2, dans le cas de toutes les centrales nucléaires. Au cours de la prochaine période de référence, les autres groupes de travail poursuivront leurs efforts pour résoudre les autres questions de la catégorie 3 toujours à l'étude. Une fois que leurs plans de travail auront été acceptés par la CCSN, ils serviront d'encadrement aux activités de surveillance réglementaire visant à s'assurer que ces questions sont résolues.

G.4 État des dossiers génériques

Les dossiers génériques (DG), qui sont définis précédemment à l'alinéa G.1, et toujours ouverts au début de la période de référence sont maintenant fermés, tel qu'indiqué dans le tableau suivant.

Tableau G.1 : État des dossiers génériques au 31 mars 2013

DG	Titre	Brève description	Fermé en
94G02	Incidence de l'état des grappes de combustible sur la sûreté du réacteur	Les conséquences de la détérioration des grappes de combustible sur la sûreté des réacteurs ne sont pas pleinement connues, en partie à cause des limites des méthodes servant aux analyses de la sûreté. Il est nécessaire d'effectuer une analyse intégrée des informations accumulées à la suite des inspections, des examens, de la recherche et des analyses de la sûreté.	2011
95G02	Défaillance de tubes de force entraînant une perte de modérateur	Dans les cas de défaillances doubles résultant d'une rupture d'un <i>tube de force</i> accompagnée d'une perte du système de RUC, le modérateur pourrait ne pas être disponible pour refroidir les canaux de combustible à cause de la possibilité que des embouts soient éjectés entraînant ainsi la vidange du modérateur. La fréquence d'accidents graves après un tel scénario doit être déterminée.	2010
95G04	Incertitude de la valeur de la réactivité positive attribuable au vide – comment en tenir compte pour les analyses de grosses PERCA	L'exactitude des calculs de l'effet du vide sur la réactivité est une question importante sur le plan de la sûreté dans les analyses d'accidents de dimensionnement mettant en cause des vides dans les canaux, particulièrement dans les cas des grosses PERCA. Les questions principales ont trait à des incertitudes et à la pertinence des marges de sûreté.	2012
95G05	Prévisions de la température du modérateur	Dans certains scénarios de grosses PERCA, une défaillance des canaux peut avoir lieu si la température du modérateur est trop élevée pour éviter l'assèchement de l'extérieur des tubes de calandre. Les programmes informatiques utilisés pour prédire les températures du modérateur doivent être validés adéquatement.	2010
99G02	Remplacement des programmes informatiques relatifs à la physique du réacteur utilisés pour les analyses de la sûreté des réacteurs CANDU	Des lacunes doivent être éliminées concernant des prévisions inexactes des valeurs de paramètres clés dans des conditions d'accidents faites par des programmes informatiques, l'absence d'une validation adéquate et un écart considérable entre les méthodes et programmes informatiques des titulaires de permis et l'état actuel des connaissances dans ce domaine.	2012
00G01	Création de vides dans les canaux durant une PERCA	La question en cause est la validation adéquate des programmes informatiques utilisés pour la prévision des transitoires de surpuissance dans le cas des réacteurs CANDU ayant un coefficient de réactivité attribuable au vide du caloporteur positif.	2012
01G01	Mise à niveau du logiciel de gestion et de surveillance du combustible	La conformité aux limites de sûreté de la physique du réacteur, qui définissent les paramètres d'exploitation sûre, comme les limites de puissance de canal et de grappe, a rendu nécessaire l'élaboration d'un modèle d'analyse amélioré, validé pour un plus grand éventail d'applications et de conditions, de même que l'établissement de tolérances de conformité mieux définies et la disponibilité de procédures plus uniformes.	2012

Appendice H – Processus de prise de décisions en fonction du risque de la CCSN

Afin de maintenir un processus de prise de décisions uniforme, raisonnable et consultatif, la direction de la CCSN a adopté le document Q850 de la CSA, *Gestion du risque : Lignes directrices à l'intention des décideurs*, comme fondement de son approche en matière de gestion du risque et, plus particulièrement, pour l'élaboration de son processus de prise de décisions en fonction du risque (PDFR). Entériné par le Conseil canadien des normes, le document Q850 sert d'outil aux preneurs de décisions, les aidant à cerner, analyser, évaluer et contrôler les risques, y compris les risques pour la santé et la sécurité. Cet outil aide également à établir les priorités, une partie incontournable de la gestion du risque lorsque les ressources disponibles sont limitées. De plus, ce document renforce l'importance des communications pour assurer une gestion des risques efficace en obtenant la participation des personnes et en les consultant, particulièrement celles qui seraient normalement touchées par une décision donnée, et en documentant chaque étape.

Globalement, cet outil :

- permet de s'assurer que toutes les facettes du risque associé à un problème sont connues et qu'elles sont prises en compte au moment de prendre une décision
- permet de s'assurer que les intérêts légitimes des parties intéressées touchées sont pris en compte
- fournit aux décideurs une justification solide à l'appui de leurs décisions
- permet aux décideurs de prendre des décisions plus faciles à expliquer
- fournit un ensemble normalisé de termes servant à décrire les questions de risque, contribuant ainsi à établir de meilleures communications sur les questions de risque
- permet de traiter l'incertitude de façon explicite.

La PDFR ne garantit cependant pas qu'une démarche unique et satisfaisante sera suivie et ne dirige pas les personnes et les organismes vers des démarches prédéterminées.

Le processus de PDFR permet d'intégrer un éventail de données pour en arriver à une décision sûre, judicieuse et optimale. Ces données comprennent :

- les exigences, les normes et les codes réglementaires
- les analyses déterministes de sûreté
- les analyses probabilistes de sûreté
- l'impact du risque
- l'expérience en exploitation
- d'autres considérations (p. ex. les coûts et les bénéfices, les répercussions socioéconomiques, les aspects légaux)

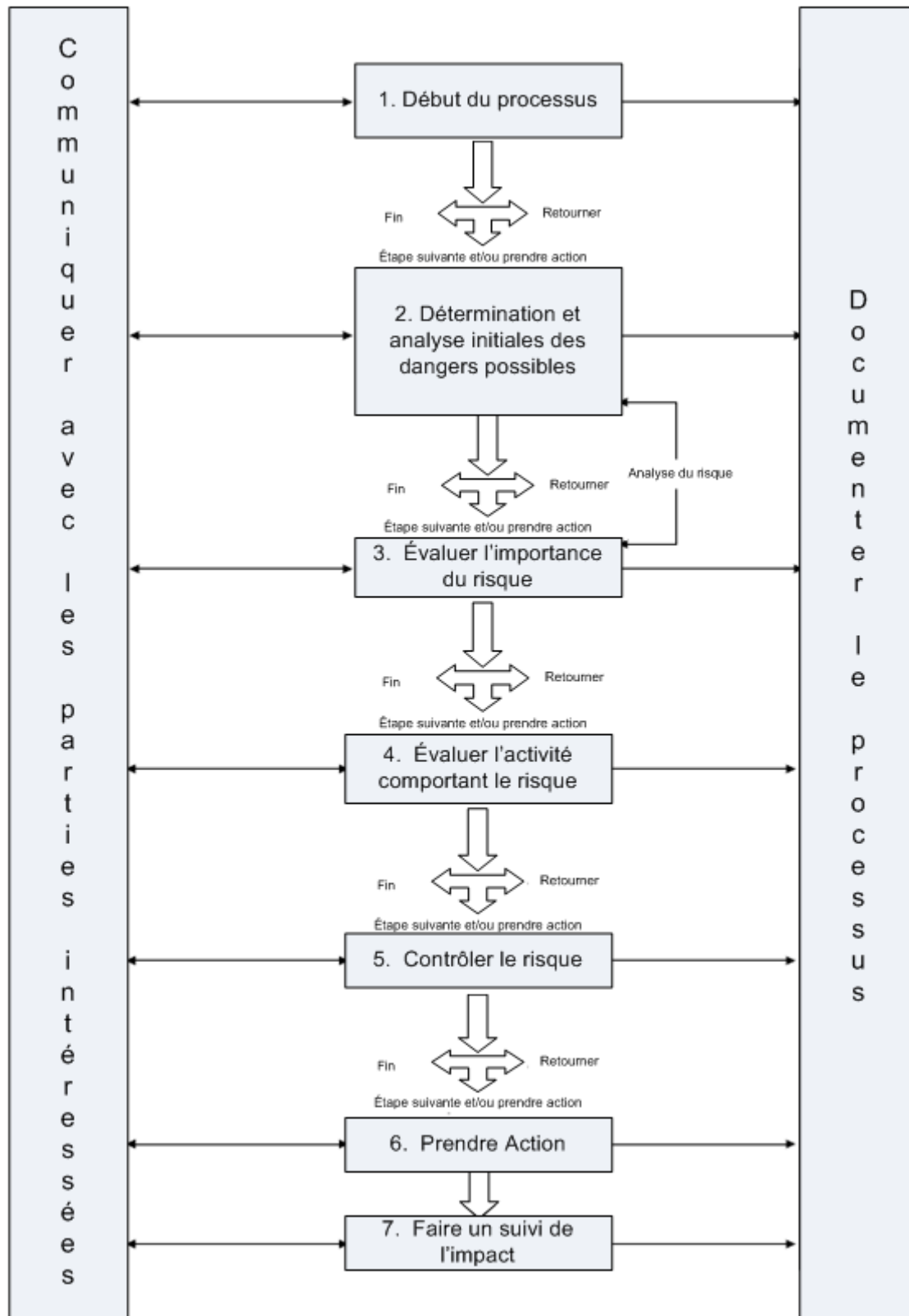
La figure H.1 illustre le processus de PDFR.

Un document d'orientation sur l'application du processus de PDFR aux situations nécessitant une décision réglementaire en matière de délivrance de permis, de conformité et de planification est disponible (en anglais seulement) auprès de la CCSN, sur demande.

Depuis son introduction, le processus de PDFR a été appliqué avec succès à plusieurs reprises pour traiter de cas de délivrance de permis et de conformité liés aux réacteurs de puissance. Un

exemple est fourni ci-après (voir également des cas d'application du processus de PDFR aux questions de sûreté CANDU à l'alinéa 14(i)).

Figure H.1 : Processus de PDFR



Exemple de l'application du processus de PDFR : Remplacement de batteries

En 2010, OPG a proposé que l'alimentation électrique de catégorie I repose temporairement sur un seul banc de batterie pendant que toutes les cellules des batteries de la tranche 8 étaient remplacées ainsi que certaines cellules des batteries des tranches 6 et 7. On avait observé une sédimentation excessive dans les cellules devant être remplacées; ceci étant causé, selon le fabricant, par un défaut de fabrication. Bien qu'à ce moment-là cette anomalie ne constituait pas une préoccupation au niveau de l'aptitude fonctionnelle, une défaillance aurait pu survenir si les sédiments avaient continué de s'accumuler. La LCE d'OPG stipule cependant que les batteries de l'alimentation électrique de catégorie I doivent conserver une pleine charge en tout temps, sauf lors des essais. OPG a donc demandé de déroger temporairement à la LCE.

OPG avait déterminé que la disponibilité d'un seul banc de batteries pour l'alimentation électrique de catégorie I constituerait une indisponibilité de niveau 3 du système de refroidissement d'urgence du cœur (SRUC) (perte totale de redondance touchant le SRUC) et que l'acquisition de nouvelles batteries ne pouvait se faire à temps pour effectuer le remplacement pendant les arrêts prévus des tranches. Il a donc été proposé de le faire alors que le réacteur fonctionnait à puissance élevée. Le remplacement serait effectué pendant la fenêtre de temps qu'offre la durée de conservation des batteries et il était prévu que l'alimentation électrique de catégorie 1 reposerait sur un seul banc de batteries pendant 28 jours, 14 jours et 7 jours aux tranches 8, 6 et 7, respectivement.

Il s'agissait donc de décider si la proposition d'OPG de déroger à la LCE entraînerait une augmentation du risque acceptable.

En appliquant le processus de PDFR, il a été déterminé que le remplacement de ces batteries tel que proposé pouvait mener à des scénarios entraînant une augmentation du risque variant de négligeable à importante, s'approchant de la limite supérieure de la plage acceptable. Puisque ces scénarios étaient le fruit du hasard plutôt que d'avoir été choisis, ils pouvaient donc tous se produire, bien que la probabilité de certains soit beaucoup plus élevée que d'autres. Il a également été déterminé que d'exiger que le remplacement des batteries se fasse lors d'un arrêt prévu n'entraînerait aucun risque supplémentaire. Ceci constituait donc l'option avec le moins de risque.

En se fondant sur cet examen, la CCSN a refusé la demande d'OPG de déroger à la LCE.

Exemple de l'application du processus de PDFR : Remise en service de paramètres de déclenchement des systèmes d'arrêt d'urgence

Au moment de remettre en service les tranches 1 et 2 de la centrale de Bruce-A. Bruce Power a conclu, en appliquant un processus de PDFR, qu'il ne valait pas la peine de remettre en service les dispositifs de déclenchement suivants qui avait été mis hors service auparavant : celui du système d'arrêt d'urgence n° 1 (SAU1) sur basse pression du collecteur du circuit modérateur et celui du système d'arrêt d'urgence n° 2 (SAU2) sur faible débit du modérateur. Ce processus de PDFR avait été élaboré par Bruce Power afin de l'utiliser dans le cadre d'examen intégrés de la sûreté et il était globalement conforme au PDFR de la CCSN.

Au moment de réaliser l'évaluation du risque, Bruce Power avait effectué une évaluation intégrée de l'importance globale de la question à l'étude (c'est-à-dire, la possibilité de remettre en service les deux dispositifs de déclenchement en cause), en se fondant sur les calculs du risque et en prenant en compte des facteurs déterministes pertinents. Une grille d'évaluation du

risque a été utilisée pour dégager des orientations sur les mesures devant être prises et le rapport coûts/bénéfices devant être appliqué pour faire le tri parmi les améliorations possibles, en fonction de l'importance du risque. L'importance du risque était fonction de l'acceptabilité de celui-ci selon une échelle d'acceptabilité du risque similaire à celle utilisée dans le cadre du processus de PDFR de la CCSN.

Il a été calculé que les valeurs limitatives de réduction du risque supplémentaire lié à la remise en service des paramètres de déclenchement sont :

- une réduction de $9,95 \times 10^{-7}$ /année de la fréquence de dommages au cœur dans le cas du paramètre lié au SAU1
- une réduction de $4,61 \times 10^{-7}$ /année de la fréquence de dommages au cœur dans le cas du paramètre lié au SAU2

L'estimation de la réduction du risque supplémentaire étant inférieure à 10^{-6} /année, il a été déterminé que l'importance du risque de ne **pas** remettre en service les paramètres de déclenchement se situait dans la plage acceptable. La grille d'évaluation du risque indiquait également que la remise en service de ces paramètres de déclenchement serait seulement considérée en fonction du principe ALARA et seulement si les coûts de cette activité étaient inférieurs à un million de dollars par tranche et si elle entraînerait une amélioration considérable en ce qui concerne les lacunes de l'analyse déterministe (c'est-à-dire, l'ensemble des cas que comprennent les paramètres de déclenchement des systèmes d'arrêt d'urgence est adéquat).

Se fondant sur l'application de la grille servant à la PDFR, il a été déterminé qu'il n'était pas justifié de prendre d'autres mesures pour remettre en service ces paramètres de déclenchement, tenant en compte ce qui suit :

- L'évaluation du risque indique que la probabilité de dommages graves au cœur attribuables à une défaillance des systèmes d'arrêt d'urgence du réacteur lors d'événements mettant en cause le modérateur est inférieure à 10^{-6} /année et que le risque global de ne pas effectuer de changement est dans la plage acceptable.
- Les coûts prévus pour remettre ces paramètres en service sont exorbitants comparativement aux bénéfices prévus sur le plan de la sûreté (le rapport coûts/bénéfices étant plus de 7,2 dans le cas du SAU1 et plus de 14,8 dans le cas du SAU2) et la remise en service de ces paramètres n'est donc pas justifiable.
- D'un point de vue déterministe, la conception actuelle de la centrale offre une défense en profondeur importante en ce qui concerne les événements touchant le modérateur, y compris des caractéristiques de conception de nature technique et passives et on a jugé que le bénéfice supplémentaire sur le plan de la sûreté d'accroître de façon partielle la couverture des paramètres de déclenchement en ajoutant d'autres paramètres de relève serait mineur, en termes de son impact global.
- Se fondant sur l'examen d'autres facteurs (OPEX, incidence sur l'exploitation et considérations de nature réglementaire), il a été jugé qu'il n'existait aucune considération intangible qui justifierait de façon prépondérante de retenir l'option de remettre ces paramètres de déclenchement en service.

Après examen de l'évaluation effectuée par Bruce Power et de son document de PDFR, la CCSN a accepté qu'il n'était pas nécessaire de remettre en service ces paramètres de déclenchement du SAU1 et du SAU2.

ANNEXES

Annexe 7.2(i)a – Processus de prise de règlements

Lorsque la CCSN prend ou modifie un règlement, elle doit se conformer à la politique réglementaire du gouvernement du Canada *Directive du Cabinet sur la gestion de la réglementation* qui est entrée en vigueur en 2012. Cette directive met à jour et remplace la *Directive du Cabinet sur la rationalisation de la réglementation* (1^{er} avril 2007) ainsi que la *Politique de réglementation du gouvernement du Canada* (novembre 1999). En vertu de la *Directive du Cabinet sur la gestion de la réglementation*, la CCSN travaille de concert avec le Secrétariat du Conseil du Trésor du Canada afin d'évaluer les règlements proposés aux premières étapes du processus, en soumettant un énoncé de triage. Cet énoncé couvre les points suivants :

- l'impact possible du règlement sur la sûreté, la santé et la sécurité, l'environnement et le mieux-être social et économique des Canadiens
- les coûts ou les économies pour le gouvernement, les entreprises ou les Canadiens et l'impact possible sur l'économie canadienne et sa compétitivité à l'échelle internationale
- l'impact possible sur d'autres ministères ou organismes fédéraux, sur d'autres gouvernements au Canada ou sur les affaires étrangères du Canada
- le niveau d'intérêt, de dissension et d'appui chez les parties touchées et les Canadiens
- l'impact global prévu (c'est-à-dire, faible, moyen ou grand) de même que les exigences particulières en matière d'analyse et autres devant être respectées

Une fois que l'énoncé de triage est approuvé par le Secrétariat du Conseil du Trésor, la CCSN, aidée du ministère de la Justice, entreprend la rédaction des règlements et la consultation auprès des parties intéressées. Le processus de prise de règlements de la CCSN comprend des consultations exhaustives auprès de parties intéressées à l'interne et à l'externe. Lorsqu'elle élabore son plan de consultation, la CCSN tient compte du grand nombre de parties intéressées, chacune ayant un niveau d'intérêt, un point de vue et des attentes différentes en regard de la nature et du contenu du régime réglementaire proposé. À l'interne, les personnes concernées sont informées des propositions de processus de consultation et de règlements par des messages à l'intention de l'ensemble du personnel de la CCSN. À l'externe, la CCSN coordonne la consultation au sujet des règlements avec d'autres ministères et agences.

Les ébauches de règlement passent ensuite par une série d'étapes d'approbation internes avant d'être transmises au ministère des Ressources naturelles Canada pour obtenir l'approbation de publication préalable dans la Partie I de la *Gazette du Canada*. Cette publication préalable est une exigence de la *Loi sur les textes réglementaires* et des politiques du Conseil du Trésor et elle a pour but de s'assurer que tous les Canadiens ont l'occasion de faire des commentaires sur les règlements en préparation. Le temps alloué pour cette période de commentaires varie de 30 à 75 jours. Les commentaires reçus pendant l'étape de la publication préalable sont affichés sur le site Web de la CCSN afin que les parties intéressées puissent en prendre connaissance.

À la suite de cette période de commentaires, les ébauches de règlement sont modifiées au besoin pour tenir compte de ceux qui ont été reçus. Une fois achevées, les ébauches finales des règlements sont de nouveau distribuées pour approbations internes avant d'être soumises à la Commission. Un règlement est « pris » une fois qu'il est officialisé par l'autorité en matière de prise de règlements. La Commission peut, en vertu du paragraphe 44 de la LSRN, prendre des règlements avec l'agrément du gouverneur en conseil (le Cabinet). L'approbation du gouverneur en conseil est accordée après que le ministre de RNCan ait soumis une recommandation

d'approbation. Une fois approuvés et enregistrés, les nouveaux règlements et les règlements modifiés sont publiés dans la Partie II de la *Gazette du Canada*.

Annexe 7.2(i)b) – Documents du cadre de réglementation

Cette annexe présente une mise à jour de l'état, à la fin de la période de référence, du programme relatif aux documents d'application de la réglementation de la CCSN. Depuis avril 2013, l'appellation « REGDOC » est utilisée pour désigner tous ces documents. Les nomenclatures utilisées précédemment pour ces types de documents sont décrites dans la note au bas du tableau 1 qui suit. Les REGDOC peuvent contenir des exigences réglementaires (description de ce que les titulaires et demandeurs de permis doivent faire pour respecter les exigences réglementaires de la CCSN), des orientations (conseils à l'intention des titulaires et demandeurs de permis sur la façon dont ils peuvent répondre à ces exigences) et des renseignements généraux sur les pratiques et les processus de la CCSN.

Les REGDOC sont élaborés selon une approche comportant un cycle de vie, allant du repérage d'une question ou d'une préoccupation réglementaire jusqu'à la mise à jour du document à la suite d'examen réguliers, en passant par l'analyse de la question afin de déterminer le meilleur outil de réglementation pour en tenir compte ainsi que l'élaboration et la publication du document. Les parties intéressées externes ont l'occasion de donner leurs opinions sur le contenu proposé de chacun des documents par l'entremise d'un processus de consultation externe rigoureux. Ceci comporte l'affichage du projet de document sur le site Web de la CCSN et l'envoi d'avis aux parties intéressées à l'aide de différents moyens, dont des courriels, la page Facebook de la CCSN et le site Web du gouvernement du Canada intitulé « Consultations auprès des Canadiens ». De plus, la CCSN utilisent des bulletins d'information et des envois postaux ciblés afin de s'assurer que les parties intéressées touchées sont prévenues de la consultation. Les parties intéressées sont invitées à fournir leurs commentaires par télécopieur, courriel ou courrier régulier ou sous forme de commentaires en ligne. Une fois la période de consultation initiale finie, tous les commentaires reçus sont publiés sur le site Web de la CCSN et les parties intéressées sont invitées à fournir une rétroaction sur ces commentaires.

Les tableaux ci-après énumèrent certains documents clés pertinents aux centrales nucléaires. Les documents de la CCSN se trouvent au tableau 1 et ils sont disponibles sur le site Web de la CCSN à suretenucleaire.gc.ca. Les documents de la CSA sont énumérés au tableau 2.

Tableau 1 : Documents du cadre de réglementation de la CCSN concernant les centrales nucléaires

Document ⁷	Titre (année de publication)	Statut ⁸
	<i>Exigences relatives aux tests de requalification pour le personnel de quart accrédité des centrales nucléaires (2009)</i>	x
EG-1	<i>Exigences et directives concernant les examens d'accréditation écrits et oraux du personnel de quart des centrales nucléaires (2005)</i>	x
EG-2	<i>Exigences et directives concernant les examens d'accréditation sur simulateur du personnel de quart des centrales nucléaires (2004)</i>	x
RD-204	<i>Accréditation des personnes qui travaillent dans des centrales nucléaires (2008)</i>	x
RD-310	<i>Analyses de sûreté pour les centrales nucléaires (2008)</i>	x
RD-321	<i>Critères portant sur les systèmes et les dispositifs de protection physique sur les sites à sécurité élevée (2010)</i>	x
RD-336	<i>Comptabilisation et déclaration des matières nucléaires (2010)</i>	x
RD-337	<i>Conception des nouvelles centrales nucléaires (2008)</i>	
RD-346	<i>Évaluation de l'emplacement pour les nouvelles centrales nucléaires (2008)</i>	
RD-353	<i>Mise à l'épreuve des mesures d'urgence nucléaires (2008)</i>	x
RD-360	<i>Prolongement de la durée de vie des centrales nucléaires (2008)</i>	x
RD-361	<i>Critères portant sur les dispositifs de détection de substances explosives, d'imagerie par rayons X et de détection de métal sur les sites à sécurité élevée (2010)</i>	x
RD-363	<i>Aptitudes psychologiques, médicales et physiques des agents de sécurité nucléaire (2008)</i>	x
RD/GD-98	<i>Programmes de fiabilité pour les centrales nucléaires (2012)</i>	x
RD/GD- 99.3	<i>L'information et la divulgation publiques (2012)</i>	x
RD/GD-210	<i>Programmes d'entretien des centrales nucléaires (2012)</i>	
RD/GD-369	<i>Guide de présentation d'une demande de permis : Permis de construction d'une centrale nucléaire</i>	
GD-310	<i>Document d'orientation sur les analyses de la sûreté pour les centrales nucléaires (2012)</i>	
GD-336	<i>Document d'orientation pour la comptabilisation et la déclaration des matières nucléaires (2010)</i>	

⁷ La nomenclature des documents d'application de la réglementation a changé au cours des années. La CCEA (organisme prédécesseur de la CCSN) a publié de tels documents, ainsi que des projets de document à des fins de consultation dont le numéro était précédé de la lettre « C ». Initialement, les lettres « P », « S », « G » et « N » dénotaient respectivement les politiques, les normes, les guides et les avis d'application de la réglementation de la CCSN. Ensuite, le préfixe « RD » a été attribué à tous les documents stipulant des exigences tandis que le préfixe « GD » était utilisé pour les documents donnant des orientations. Afin de faciliter l'utilisation de ces documents, le préfixe « RD/GD » est utilisé pour tous les documents contenant des exigences et des orientations et l'appellation « REGDOC » a été adoptée.

⁸ La colonne « Statut » indique si le document a été incorporé à un ou plusieurs permis d'exploitation des centrales nucléaires actuelles, à titre d'exigence réglementaire.

Document⁷	Titre (année de publication)	Statut⁸
REGDOC-2.2.2	<i>La formation du personnel (projet)</i>	
REGDOC-2.2.3	<i>Accréditation du personnel : Responsables de la radioprotection (projet)</i>	
REGDOC-2.12.2	<i>Sécurité : Cote de sécurité donnant accès aux sites (2012)</i>	
P-119	<i>Politique sur les facteurs humains (2000)</i>	
P-211	<i>La conformité (2001)</i>	
P-223	<i>Protection de l'environnement (2001)</i>	
P-242	<i>Examen des coûts et des avantages (2000)</i>	
P-290	<i>Gestion des déchets radioactifs (2004)</i>	
P-299	<i>Principes fondamentaux de réglementation (2005)</i>	
P-325	<i>Gestion des urgences nucléaires (2006)</i>	
S-98, rév. 1	<i>Programmes de fiabilité pour les centrales nucléaires (2005)</i>	x
S-99	<i>Rapports à soumettre par les exploitants de centrales nucléaires (2003)</i>	x
S-210	<i>Programmes d'entretien des centrales nucléaires (2007)</i>	x
S-294	<i>Études probabilistes de sûreté (EPS) pour les centrales nucléaires (2005)</i>	x
S-296	<i>Politiques, programmes et procédures de protection de l'environnement aux installations nucléaires de catégorie I et aux mines et usines d'uranium (2006)</i>	x
S-298	<i>Force d'intervention pour la sécurité nucléaire (2003)</i>	x
G-129, rév. 1	<i>Maintenir les expositions et les doses au « niveau le plus bas qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre (ALARA) » (2004)</i>	
G-144	<i>Critères d'acceptation des paramètres de déclenchement aux fins de l'analyse de sûreté des centrales nucléaires CANDU (2006)</i>	
G-149	<i>Les programmes informatiques utilisés lors de la conception et des analyses de sûreté des centrales nucléaires et des réacteurs de recherche (2000)</i>	
G-205	<i>Entrée dans les zones protégées et les zones intérieures (2003)</i>	
G-206	<i>Les garanties financières pour le déclassé des activités autorisées (2000)</i>	
G-208	<i>Les plans de sécurité pour le transport des matières nucléaires de catégorie I, II ou III (2003)</i>	
G-217	<i>Les programmes d'information publique des titulaires de permis (2004)</i>	
G-219	<i>Les plans de déclassé des activités autorisées (2000)</i>	
G-225	<i>Planification d'urgence dans les installations nucléaires de catégorie I, les mines d'uranium et les usines de concentration d'uranium (2001)</i>	
G-228	<i>Élaboration et utilisation de seuils d'intervention (2001)</i>	
G-274	<i>Les programmes de sécurité pour les matières nucléaires de catégorie I ou II, ou pour certaines installations nucléaires (2003)</i>	
G-276	<i>Plan de programme d'ingénierie des facteurs humains (2003)</i>	
G-278	<i>Plan de vérification et validation des facteurs humains (2003)</i>	

Document⁷	Titre (année de publication)	Statut⁸
G-296	<i>Élaboration de politiques, programmes et procédures de protection de l'environnement aux installations nucléaires de catégorie I et aux mines et usines de concentration d'uranium (2006)</i>	
G-306	<i>Programme de gestion des accidents graves touchant les réacteurs nucléaires (2006)</i>	
G-323	<i>Assurer la présence d'un nombre suffisant d'employés qualifiés aux installations nucléaires de catégorie I – effectif minimal par quart de travail (2007)</i>	
C-006	<i>L'analyse de sûreté des centrales nucléaires (projet)</i>	

Tableau 2 : Documents de la CSA concernant les centrales nucléaires

Document	Titre (année de publication)	Statut
N285.0	<i>Exigences générales relatives aux systèmes et composants sous pression des centrales nucléaires CANDU (2008)</i>	x
N285.4	<i>Inspections périodiques des composants des centrales nucléaires CANDU (2009)</i>	x
N285.5	<i>Inspection périodique des composants de confinement des centrales nucléaires CANDU (2008)</i>	x
N285.6	<i>Exigences relatives aux matériaux des composants des réacteurs des centrales nucléaires CANDU (2008)</i>	x
N286.0	<i>Exigences relatives au programme global d'assurance de la qualité des centrales nucléaires (1992 et reconduite en 1998)</i>	
N286	<i>Exigences relatives au système de gestion des centrales nucléaires (2005)</i>	x
N286.7	<i>Assurance de la qualité des programmes informatiques scientifiques, d'analyse et de conception des centrales nucléaires (1999 et reconduite en 2007)</i>	x
N286.7.1	<i>Lignes directrices pour l'application de la norme N286.7-99, Assurance de la qualité des programmes informatiques scientifiques, d'analyse et de conception des centrales nucléaires (2009)</i>	
N287.1*	<i>General Requirements for Concrete Containment Structures for CANDU Nuclear Power Plants (2009)</i>	
N287.2	<i>Exigences relatives aux matériaux des enceintes de confinement en béton des centrales nucléaires CANDU (2008)</i>	
N287.3*	<i>Design Requirements for Concrete Containment Structures for CANDU Nuclear Power Plants (2009)</i>	
N287.4	<i>Exigences relatives à la construction, à la fabrication et à l'installation des enceintes de confinement en béton des centrales nucléaires CANDU (2009)</i>	
N287.5*	<i>Examination and Testing Requirements for Concrete Containment Structures for CANDU Nuclear Power Plants</i>	
N287.6*	<i>Re-Operational Proof and Leakage Rate Testing Requirements for Concrete Containment Structures for CANDU Nuclear Power Plants</i>	
N287.7	<i>Exigences relatives à la mise à l'essai et à la vérification, en cours d'exploitation, des enceintes de confinement en béton des centrales nucléaires CANDU (2008)</i>	x
N288.1	<i>Lignes directrices pour le calcul des limites opérationnelles dérivées des matières radioactives présentes dans les effluents liquides et gazeux des installations nucléaires en fonctionnement normal (reconduite en 2008)</i>	x
N288.4	<i>Programme de surveillance de l'environnement des installations nucléaires de catégorie I et des mines et usines d'uranium (2010)</i>	
N289.1	<i>Exigences générales relatives à la conception et à la qualification parasismique des centrales nucléaires CANDU (2008)</i>	
N289.2	<i>Étude des mouvements de sol relative à la qualification sismique des centrales nucléaires (2010)</i>	
N289.3	<i>Procédures de conception relatives à la qualification sismique des centrales nucléaires (2010)</i>	

Document	Titre (année de publication)	Statut
N289.4	<i>Procédures d'essais de qualification parasismique des structures, systèmes et composants de centrales nucléaires</i>	
N289.5*	<i>Seismic Instrumentation Requirements for CANDU Nuclear Power Plants</i>	
N290.13	<i>Qualification environnementale des équipements pour les centrales nucléaires CANDU (2005 et première mise à jour en 2009)</i>	x
N290.14	<i>Qualification des logiciels préconçus utilisés dans les applications d'instrumentation et de commande liées à la sûreté des centrales nucléaires (2007)</i>	
N290.15	<i>Exigences relatives à l'enveloppe d'exploitation sûre des centrales nucléaires (2010)</i>	x
N290.5	<i>Exigences relatives aux systèmes d'alimentation électrique et en air d'instrumentation des centrales nucléaires CANDU (2008)</i>	
N290.6	<i>Exigences relatives à la surveillance et à l'affichage des fonctions de sûreté d'une centrale nucléaire au moment d'un accident (2009)</i>	
N291	<i>Exigences relatives aux enceintes reliées à la sûreté des centrales nucléaires CANDU (2008)</i>	
N292.2	<i>Entreposage à sec provisoire du combustible irradié (2007)</i>	
N292.3	<i>Gestion des déchets radioactifs de faible et de moyenne activité (2008)</i>	x
N293	<i>Protection contre l'incendie dans les centrales nucléaires CANDU (consolidée en 2007)</i>	x
N294	<i>Déclassement des installations contenant des substances nucléaires (2009)</i>	x

*Documents présentement disponibles en version anglaise seulement

Utilisation des documents de l'AIEA dans les documents d'application de la réglementation de la CCSN

Comme c'est le cas depuis plusieurs années, les normes de l'AIEA sont toujours utilisées sous forme de renvois ou à titre de documents de référence dans les documents du cadre de réglementation canadien. Le tableau suivant énumère certains REGDOC de la CCSN qui ont été élaborés à partir de normes de l'AIEA.

Tableau 3 : Documents de la CCSN concernant les centrales nucléaires qui ont été élaborés à l'aide de normes de l'AIEA

Document de la CCSN	Norme de l'AIEA connexe
RD-363, <i>Aptitudes psychologiques, médicales et physiques des agents de sécurité nucléaire</i>	1. Collection normes de sûreté n° NS-G-2.8
RD-353, <i>Mise à l'épreuve des mesures d'urgence</i>	1. Collection sécurité n° 73 2. Collection normes de sûreté n° GS-R-2
RD-346, <i>Évaluation de l'emplacement des nouvelles centrales nucléaires</i>	1. Collection normes de sûreté n° NS-G-3.2 2. Collection normes de sûreté n° NS-G-3.3 3. Collection normes de sûreté n° NS-G-1.5 4. Collection normes de sûreté n° NS-G-3.1

Document de la CCSN	Norme de l'AIEA connexe
	5. Collection normes de sûreté n° NS-G-3.5 6. Collection normes de sûreté n° NS-G-3.6 7. Collection normes de sûreté n° NS-G-3.4 8. Collection sécurité n° 50-C/SG-Q 9. Collection normes de sûreté n° NS-R-3 10. Collection sécurité n° 110
RD-337, <i>Évaluation de l'emplacement des nouvelles centrales nucléaires</i>	1. Collection normes de sûreté n° NS-R-1
RD-360, <i>Prolongement de la durée de vie des centrales nucléaires</i>	1. Collection normes de sûreté n° NS-G-2.10
RD-336, <i>Document d'orientation pour la comptabilisation et la déclaration des matières nucléaires</i>	1. AIEA – INFCIRC/164
RD-204, <i>Accréditation des personnes qui travaillent dans des centrales nucléaires</i>	1. Collection normes de sûreté n° NS-G-2.4 2. Collection normes de sûreté n° NS-G-2.8
RD/GD-98, <i>Programmes de fiabilité pour les centrales nucléaires (2012)</i>	1. AIEA TECDOC-524
RD/GD-210, <i>Programmes d'entretien des centrales nucléaires (2012)</i>	1. AIEA TECDOC-658 2. Collection normes de sécurité n° NS-G-2.6
S-294, <i>Études probabilistes de sûreté (EPS) pour les centrales nucléaires</i>	1. Collection sécurité n° 50-P-4 2. Collection sécurité n° 50-P-8
S-210, <i>Programmes d'entretien des centrales nucléaires</i>	1. Collection rapports de sûreté n° 42 2. Collection sécurité n° 110 3. Collection normes de sécurité n° NS-R-2 4. Collection normes de sécurité n° NS-G-2.6 5. Collection normes de sécurité n° 50-SG-07
G-129, rév. 1, <i>Maintenir les expositions et les doses au « niveau le plus bas qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre (ALARA) »</i>	1. Collection sécurité n° 21 2. Collection sécurité n° 102 3. Collection sécurité n° 103

Annexe 7.2(i)c) – Cadre de réglementation des petits réacteurs

Un certain nombre de parties intéressées ont manifesté leur intérêt pour la construction possible de nouveaux petits réacteurs. Un petit réacteur est défini comme un réacteur à fission ayant une puissance thermique inférieure à 200 MW thermiques. Ce type de réacteur peut servir à la recherche, à la production d'isotopes, à la production de vapeur et à la production d'électricité à petite échelle.

Il est important que la CCSN mette à jour son cadre de réglementation en prévision de la délivrance de permis pour des projets de cette nature au Canada. Les documents d'application de la réglementation de la CCSN suivants qui portent sur les petits réacteurs ont été publiés au cours de la période de référence :

- *Conception des installations dotées de petits réacteurs (RD-367)*
- *Analyse déterministe de sûreté pour les installations dotées de petits réacteurs (RD-308)*

Ils présentent la même structure que celle des documents actuels d'application de la réglementation sur le même sujet pour les centrales nucléaires, c'est-à-dire le document RD-337, *Conception des nouvelles centrales nucléaires*, et le document RD-310, *Analyses de la sûreté pour les centrales nucléaires*.

Le document portant sur les exigences de conception des petits réacteurs (RD-367) énonce les objectifs globaux de sûreté visés, les concepts clés de sûreté (p. ex. le principe de défense en profondeur), l'usage de barrières physiques multiples et d'autres principes d'ingénierie importants. Les exigences particulières aux différents systèmes sont également décrites. Reconnaissant que certaines exigences peuvent ne pas s'appliquer à tous les types d'installation, le document comprend également une explication de l'approche graduelle (décrite ci-après). Ces exigences permettront de s'assurer, qu'au moment de préparer un dossier de sûreté à l'appui d'une demande de permis de construction, que la conception sera adéquate et conforme aux exigences réglementaires définies. Ce document comporte des exigences similaires à celles du document

RD- 337 de la CCSN. Cependant, il préconise une approche différente pour certains domaines techniques clés comme les objectifs de sûreté, le confinement, la sécurité et la robustesse et les limites de dose s'appliquant en cas d'accident de dimensionnement.

Le document d'application de la réglementation portant sur l'analyse déterministe de sûreté dans le cas de petit réacteur présente les critères techniques que la CCSN utilisera pour examiner les analyses déterministes de sûreté effectuées pour de tels réacteurs. Ces critères permettent de s'assurer que des analyses adéquates sont réalisées pour le choix de l'emplacement, la construction, l'exploitation et le déclassement de ces réacteurs, conformément aux exigences réglementaires.

Approche graduelle dans le cas des petits réacteurs

Pour faire face à une variété de petits réacteurs de conceptions, de niveaux de puissance et d'usages multiples, le personnel de la CCSN permet aux titulaires de permis de suivre l'approche graduelle décrite dans la version de 2005 du document NS-R-4 de l'AIEA, *Safety of Research Reactors*. L'adoption de l'approche graduelle signifie que le risque que présente l'installation détermine le niveau de rigueur avec lequel les exigences en matière de sûreté sont appliquées.

Par exemple, certains petits réacteurs peuvent ne pas nécessiter un système de confinement conçu avec autant de rigueur que celui des grandes centrales nucléaires.

Le demandeur d'un permis à l'égard d'un petit réacteur peut appliquer l'approche graduelle pour déterminer la portée, la profondeur et le niveau de détails des analyses devant être réalisées pour démontrer le bien-fondé du dossier de sûreté. Une telle approche allège le fardeau des demandeurs et facilite le processus d'examen réglementaire.

Les exigences de sûreté devraient être appliquées de sorte que la rigueur de la conception, des analyses et des documents soit à la mesure des dangers que peut présenter l'installation, sans compromettre la sûreté. La conception de toute centrale nucléaire doit assurer la disponibilité des fonctions fondamentales de sûreté pendant et suite à tout événement déclencheur hypothétique, tel le contrôle de la réactivité, le refroidissement du coeur du réacteur et le confinement des matières radioactives. On ne peut pas faire de compromis dans leurs cas.

Le niveau de détail et la rigueur des informations démontrant que de telles fonctions de sûreté sont disponibles dépendent de la conception du réacteur. Cependant, certaines conceptions de petit réacteur peuvent incorporer des dispositifs d'autolimitation du niveau de puissance et/ou des systèmes qui limitent physiquement la quantité de réactivité positive pouvant être insérée dans le réacteur. Cette caractéristique peut être tenue en compte pour ajuster en conséquence la conception du système d'arrêt d'urgence.

Les exigences de refroidissement varieront également selon la conception du réacteur. Par exemple, un système de refroidissement à convection forcée peut être requis à une installation pour évacuer la chaleur provenant de la fission, tandis qu'à d'autres installations cette chaleur peut être évacuée par un système de refroidissement à convection naturelle. Certaines installations peuvent nécessiter un système de refroidissement d'urgence du coeur pour empêcher que le combustible ne soit endommagé en cas de perte de débit ou perte de caloporteur, et d'autres peuvent ne pas en avoir besoin.

La conception des systèmes de confinement des matières radioactives peut également être graduelle. Par exemple, certains petits réacteurs peuvent ne pas nécessiter un système de confinement aussi robuste que ceux des grandes centrales nucléaires. Pour l'application de l'approche graduelle, les facteurs suivants sont pris en compte :

- la puissance du réacteur
- le terme source
- la quantité et le niveau d'enrichissement des matières fissiles et fissionables
- les éléments de combustible usé, les systèmes à haute pression, les systèmes de chauffage et l'entreposage de produits inflammables, qui peuvent avoir une incidence sur la sûreté du réacteur
- le type d'élément de combustible
- le type de modérateur, de réflecteur et de réfrigérant, et leur masse
- la quantité de réactivité pouvant être insérée et son taux d'insertion, le contrôle de la réactivité ainsi que les caractéristiques inhérentes et autres de ce contrôle
- la qualité de l'enceinte de confinement ou d'autres moyens de confinement
- l'usage fait du réacteur (dispositifs expérimentaux, essais, activités expérimentales sur la physique du réacteur)
- l'emplacement, dont la proximité à des groupes de la population

Annexe 7.2(iii)b) – Précisions relatives à la vérification de la conformité

Le tableau 1 énumère certains des sujets qui englobent les inspections de type II effectuées aux centrales nucléaires.

Tableau 1 : Sujets spécifiques faisant l'objet d'activités de vérification

Processus, fonctions et programmes	Installations et équipement
Manutention du combustible nucléaire	Salle de commande
Démarrage	Bâtiment du réacteur
Sûreté des systèmes d'arrêt	Bâtiment turbine
Sources froides	Salle des accumulateurs
Gestion des arrêts	Salle des panneaux de commande
Combustible et physique	Enceinte de confinement
Enveloppe sous pression	Refroidissement d'urgence du cœur
Surveillance et contrôle des effluents	Système d'arrêt d'urgence n° 1
Surveillance environnementale	Système d'arrêt d'urgence n° 2
	Systemes de sûreté en attente
	Systemes liés à la sûreté
	Systemes d'alimentation électrique

Les exigences relatives aux rapports à soumettre dans le cas des réacteurs présentement en service (tableau 2) sont stipulées dans des conditions de permis qui citent en renvoi le document S-99 de la CCSN, *Rapports à soumettre par les exploitants de centrales nucléaires*.

Tableau 2 : Rapports devant être soumis dans le cas des centrales nucléaires en exploitation, conformément au document S-99

Rapports non périodiques		Rapports périodiques
Rapports préliminaires immédiats suivis de rapports détaillés	Avis ou autres rapports	
<ul style="list-style-type: none"> • cas de non-conformité à la LSRN, aux règlements, aux ordres, aux conditions de permis • cas de non-conformité à un document de permis qui sont importantes sur le plan de la sûreté • renseignements inexacts ou incomplets • événements ou incidents ayant des conséquences importantes sur la santé et la sécurité • rejets • défaillances de système fonctionnel • déclenchements, incluant les déclenchements intempestifs et la dégradation des systèmes de sûreté • dégradations, charges excessives (observées ou calculées), défaillances, configurations inacceptables des enveloppes de pression • réductions de l'efficacité de la régulation du réacteur ou de la turbine • situations d'urgence • événements externes • manquements à effectuer un essai requis par une condition de permis • manquements à surveiller ou contrôler le rejet d'une substance nucléaire ou d'une matière dangereuse • risques non abordés dans les documents de permis • toute modification de la situation financière 	<ul style="list-style-type: none"> • atteinte d'un seuil d'intervention • rendement et statut du personnel accrédité • problèmes identifiés par les recherches ou analyses 	<ul style="list-style-type: none"> • exploitation • indicateurs de rendement • mises à jour de la description de l'installation et de l'analyse de la sûreté • résultats de la surveillance de l'environnement • progrès réalisés au chapitre des activités de recherche et de développement • résultats des inspections périodiques • dégradation des enveloppes sous pression • fiabilité de la centrale • résultats de la surveillance et des inspections du combustible

Indicateurs de rendement

Tel qu'indiqué au tableau 2, un rapport sur les données relatives aux indicateurs de rendement est l'un des rapports périodiques devant être soumis conformément au document S-99. Les indicateurs de rendement choisis par la CCSN comprennent les cinq domaines de rendement des centrales nucléaires suivants : les opérations, l'entretien, la sécurité du public, la sécurité des travailleurs et la conformité.

Les indicateurs de rendement suivants sont ceux retenus par la CCSN :

- taux de gravité et fréquence des accidents
- indice chimique
- indice chimique de conformité
- indice de contrôle des modifications
- indice de l'efficacité d'intervention en cas d'urgence
- indice de la participation de l'organisation d'intervention d'urgence
- indice de vérification des ressources d'intervention d'urgence
- indice de non-conformité
- nombre de cas de dégradation des enveloppes de pression
- coefficient d'exécution de l'entretien préventif
- indice d'événements liés au rayonnement
- dose de rayonnement à la centrale
- nombre d'omissions d'essais prescrits sur les systèmes de sûreté
- nombre de transitoires imprévus
- coefficient de perte de capacité imprévue

Certains de ces indicateurs permettent de mesurer le rendement de la centrale dans son ensemble, alors que d'autres sont conçus pour déterminer le rendement de programmes particuliers. Afin d'assurer la cohérence des rapports, la CCSN a mis au point des fiches de données, auxquelles s'ajoutent des fiches de spécifications qui indiquent l'objet de l'indicateur et la méthode à utiliser pour le calculer. Les définitions des indicateurs de rendement et les fiches de données sont incluses à la norme S-99.

Ces indicateurs de rendement ont des caractéristiques prédictives ou réactives, ou les deux. À titre d'indicateurs prédictifs, ils permettent de dégager les tendances et de faire des inférences quant aux probabilités de détérioration future du rendement. Ils peuvent donc aider à déceler à l'avance des problèmes éventuels et à prendre des mesures préventives et correctives avant que la sûreté ne soit compromise. À titre d'indicateurs réactifs, ils invitent à prendre sans tarder les mesures nécessaires pour corriger les lacunes et prévenir toute détérioration ultérieure de la situation.

L'ensemble des indicateurs de rendement de la CCSN fait présentement l'objet d'un examen afin d'y incorporer les indicateurs qui sont communément utilisés dans le secteur nucléaire.

Annexe 8 – Réponse globale de la CCSN à l'accident de Fukushima

Après l'accident de Fukushima, la CCSN a assumé ses responsabilités sur le plan national en menant de manière systématique une série d'activités de haut niveau pour tenir compte des leçons tirées de cet accident. En bref, la CCSN a :

1. demandé aux titulaires de permis de lui fournir des informations pertinentes au sujet de l'accident de Fukushima
2. formé le Groupe de travail de la CCSN sur Fukushima afin de coordonner son évaluation et sa réponse à l'accident
3. recueilli de l'information sur les leçons retenues à l'échelle internationale et sur ses propres dispositions visant à prévenir et à gérer un événement semblable à celui de Fukushima
4. établi des critères afin de faciliter l'évaluation de l'information fournie par les titulaires de permis et les dispositions prises par la CCSN
5. effectué l'évaluation, en a tiré les conclusions, a fait des recommandations et a consigné le tout dans un rapport
6. élaboré en détail le *Plan d'action de la CCSN* pour donner suite aux recommandations
7. consulté la population canadienne au sujet du rapport initial du Groupe de travail et du *Plan d'action de la CCSN*
8. organisé un examen par le SEIR et mis sur pied un Comité consultatif externe (CCE) afin d'évaluer ses processus et sa réponse à la lumière des leçons tirées de l'accident survenu à Fukushima
9. conçu des moyens pour faire le suivi de la mise en œuvre du *Plan d'action de la CCSN*

Ces activités sont décrites dans les alinéas qui suivent. Pour des renseignements supplémentaires, voir le *Rapport national du Canada pour la deuxième réunion extraordinaire de la Convention sur la sûreté nucléaire*.

1. Demande adressée aux titulaires de permis

Le 17 mars 2011, en vertu du paragraphe 12(2) du *Règlement général sur la sûreté et la réglementation nucléaires*, le premier vice-président et chef de la réglementation des opérations de la CCSN a fait parvenir à tous les titulaires de permis d'installation nucléaire de catégorie 1 une lettre leur donnant instruction d'examiner les leçons tirées du séisme survenu au Japon et de réexaminer les dossiers de sûreté de leurs installations, et plus particulièrement le concept sous-jacent de défense en profondeur, et de présenter des plans de mise en œuvre de mesures à court et à long terme destinées à combler toute lacune importante.

2. Groupe de travail de la CCSN sur Fukushima

La CCSN a mis sur pied un groupe de travail sur Fukushima pour coordonner une évaluation exhaustive des répercussions pour les centrales nucléaires canadiennes de l'accident nucléaire survenu à Fukushima, sur les plans opérationnel, technique et réglementaire. Le président du Groupe de travail de la CCSN a fait rapport des résultats de l'examen au premier vice-président et chef de la réglementation des opérations de la CCSN et à la Commission.

3. Collecte d'information et évaluation

Le Groupe de travail de la CCSN sur Fukushima a évalué les leçons tirées de l'accident, telles qu'elles ont été rapportées au début, les mesures initiales prises pour donner suite à ces leçons ainsi que les évaluations effectuées par d'autres pays et organisations. Il a examiné les réponses des titulaires de permis de centrale nucléaire aux lettres décrites ci-avant. Le groupe de travail a également examiné les dispositions réglementaires en place visant à empêcher et à gérer un événement semblable à celui de Fukushima, y compris la LSRN, ses règlements, les documents d'application de la réglementation de la CCSN, les permis d'exploitation de centrale nucléaire ainsi que des éléments du programme de conformité.

4. Critères d'évaluation

Le Groupe de travail de la CCSN sur Fukushima a élaboré le document intitulé *Critères d'examen de la sûreté des centrales nucléaires* afin de définir des critères mesurables pour chaque domaine de l'évaluation et faciliter la formulation systématique de conclusions. Les critères ont été élaborés en vue d'être appliqués aux centrales nucléaires canadiennes et au cadre de réglementation du secteur nucléaire, mais ils reprennent les leçons tirées et les constatations de source internationale relativement à l'accident de Fukushima. Les critères pouvaient être appliqués aux activités des titulaires de permis, aux activités de la CCSN et au cadre de réglementation de la CCSN, et ils englobaient les éléments d'examen suivants :

- les aspects de la conception des centrales nucléaires liés aux dangers externes (pour plus de renseignements, voir l'alinéa 14(i))
- les conséquences des accidents hors dimensionnement (pour plus de renseignements, voir l'alinéa 14(i))
- les mesures de gestion des accidents dans le cas des accidents hors dimensionnement (pour plus de renseignements, voir l'alinéa 19(iv))
- la planification des mesures d'urgence et les interventions en cas d'urgence (pour plus de renseignements, voir l'alinéa 16.1)
- le cadre et le processus de réglementation (pour plus de renseignements, voir l'alinéa 7.1)

Dans l'ensemble, les critères allaient au-delà des exigences et attentes connexes du cadre de réglementation actuel de la CCSN.

5. Rapport du groupe de travail

Le Groupe de travail de la CCSN s'est fondé sur ces critères pour évaluer la quantité considérable d'information fournie par les titulaires de permis, et il a aussi entrepris un examen préliminaire du cadre de réglementation s'appliquant aux centrales nucléaires actuelles et aux projets de construction éventuelle de nouvelle centrale nucléaire au Canada. La CCSN a examiné des plans supplémentaires, et elle a convenu que les améliorations proposées pouvaient renforcer la sûreté des centrales nucléaires.

Le Groupe de travail a résumé ses évaluations dans le *Rapport du Groupe de travail de la CCSN sur Fukushima*. Ses conclusions s'appliquaient aux titulaires de permis des centrales nucléaires en exploitation et à tout projet de nouvelle centrale nucléaire au Canada. Ces conclusions peuvent être classées dans les quatre domaines spécifiques suivants :

- défense en profondeur
- préparation aux urgences

- cadre et processus de réglementation
- coopération internationale

6. Plan d'action de la CCSN

Une fois que le premier vice-président et chef de la réglementation des opérations de la CCSN eut accepté l'ébauche du *Rapport du Groupe de travail de la CCSN sur Fukushima*, la CCSN a préparé le document *Réponse de la direction aux recommandations du Groupe de travail de la CCSN sur Fukushima*. Le plan d'action détaillé de la CCSN a ensuite été élaboré afin de s'assurer que les recommandations clés dans le *Rapport du Groupe de travail de la CCSN sur Fukushima* étaient prises en compte de manière systématique et en temps opportun. Le *Plan d'action de la CCSN* a été présenté à la Commission et approuvé en 2012. Le tableau 1 à la fin de cette annexe fournit un sommaire des mesures prises par le Canada et une comparaison de celles-ci avec les éléments du Plan d'action de l'AIEA en matière de sûreté nucléaire. Plus tard au cours de la période de référence, la CCSN a mis sur pied une tribune stratégique, en coopération avec les entreprises du secteur nucléaire, afin de revoir, sur une base trimestrielle, les progrès réalisés au chapitre de la mise en œuvre du *Plan d'action de la CCSN*.

7. Consultation publique

Des consultations publiques exhaustives ont eu lieu tout au long du processus décrit plus loin. Le *Rapport du Groupe de travail de la CCSN sur Fukushima* et le document *Réponse de la direction aux recommandations du Groupe de travail de la CCSN sur Fukushima* ont été mis à la disposition du public afin d'obtenir ses commentaires. Les réponses à ces commentaires ont constitué une partie des données prises en compte pour formuler le *Plan d'action de la CCSN* qui a lui-même été mis à la disposition du public afin d'obtenir ses commentaires. Finalement, après avoir pris en compte les commentaires sur le *Plan d'action de la CCSN*, celui-ci a de nouveau été mis à la disposition du public afin qu'il ait l'occasion de fournir des commentaires sur les changements apportés par le personnel de la CCSN pour tenir compte des commentaires précédents et des constatations du Comité consultatif externe (CCE; voir le point 8 ci-après).

8. Examens par des pairs externes

La CCSN a fait l'objet de deux évaluations séparées de sa propre réponse à l'accident de Fukushima – la mission de suivi du SEIR au Canada et l'examen par le CCE. En préparation à la mission de suivi du SEIR au Canada en 2011, la CCSN a demandé qu'on ajoute un module sur Fukushima à l'évaluation devant être effectuée par l'équipe d'examen par les pairs. Des précisions sont fournies dans l'introduction de l'article 8.

Le président de la CCSN a établi le CCE en 2011 afin d'évaluer les processus de l'organisation, ainsi que ses réponses à la lumière des leçons tirées de l'accident de Fukushima. Le CCE est composé d'experts indépendants spécialisés dans les domaines de l'énergie, de l'innovation, de l'ingénierie, de la gouvernance et de la sûreté, provenant de l'extérieur du secteur nucléaire. Il a réalisé son évaluation de la CCSN indépendamment de l'examen du SEIR et de l'examen du Groupe de travail de la CCSN.

Le CCE a examiné les processus de la CCSN, y compris sa réponse initiale à l'accident de Fukushima, ses relations avec le reste du gouvernement et d'autres organisations internationales, ainsi que ses rapports avec le secteur nucléaire du Canada et les entreprises qu'elle réglemente. Il a aussi examiné les communications de la CCSN avec les parties intéressées touchées, dont des

gouvernements, d'autres organismes de réglementation nucléaire et le public. Enfin, le CCE a évalué les incidences de la réponse internationale à l'accident de Fukushima, comme les épreuves sous contraintes à l'échelle internationale et le plan d'action de l'AIEA, sur les méthodes de réglementation de la CCSN.

Dans son rapport présenté à la CCSN en avril 2012, le CCE a conclu que la CCSN avait réagi sans tarder et de façon appropriée au début de la période qui a suivi l'accident de Fukushima et qu'elle avait ensuite suivi un processus approprié à mesure que la situation évoluait. Le rapport comportait neuf recommandations qui servaient de complément aux conclusions du Groupe de travail. La CCSN a accepté tous les résultats présentés dans le rapport du CCE.

Les recommandations du CCE peuvent être classées en trois catégories :

- application des leçons retenues de Fukushima à des installations autres que les centrales nucléaires (ceci dépasse la portée de ce rapport)
- recommandations correspondant à des mesures déjà comprises dans le *Plan d'action de la CCSN* (dont plusieurs portant sur la préparation aux urgences; celles-ci sont traitées dans ce rapport)
- communication et diffusion d'information à la population (pour plus de renseignements, voir l'alinéa 8.1f))

9. Moyens pour faire le suivi de la mise en œuvre des mesures découlant de l'accident de Fukushima

La CCSN a mis sur pied en 2012 l'Équipe de mise en œuvre d'améliorations en matière de sûreté à la suite de l'accident de Fukushima afin de surveiller la mise en œuvre du *Plan d'action de la CCSN* par les titulaires de permis de centrale nucléaire. Cette équipe confirme que les titulaires de permis font des progrès; ceux-ci étant présentés sous forme sommaire à l'article 9. Elle a également fait une liste des critères de fermeture et des attentes dont elle se sert pour examiner les renseignements fournis par les titulaires de permis en réponse à des parties spécifiques du *Plan d'action de la CCSN*. Au cours de la période de référence, la CCSN et les entreprises du secteur de l'énergie nucléaire ont mis sur pied une tribune stratégique afin de revoir, sur une base trimestrielle, les progrès réalisés au chapitre de la mise en œuvre du *Plan d'action de la CCSN*. Les travaux progressent et il est prévu que toutes les mesures devant être prises à moyen et à long terme, conformément au plan, le seront au cours de la prochaine période de référence.

Tableau 1 : Sommaire des mesures prises par le Canada qui sont liées au *Plan d'action de l'AIEA en matière de sûreté nucléaire*

<i>Plan d'action de l'AIEA en matière de sûreté nucléaire</i>	Mesures prises par le Canada
Mesure n° 1 : Évaluations de la sûreté à la lumière de l'accident survenu à la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi de TEPCO « Effectuer une évaluation de la sûreté des centrales nucléaires afin de déceler tout élément de vulnérabilité à la lumière des leçons tirées de cet accident jusqu'à maintenant. »	
1.1 États membres : Entreprendre sans tarder une évaluation au niveau national de la capacité de la conception des centrales nucléaires de résister aux dangers naturels extrêmes propres aux sites et mettre en œuvre des mesures correctives en temps opportun.	<p>L'approche globale adoptée par le Canada à l'égard de l'évaluation des leçons tirées de l'accident de Fukushima et de l'élaboration du <i>Plan d'action de la CCSN</i> est tout à fait conforme aux objectifs globaux du <i>Plan d'action de l'AIEA en matière de sûreté nucléaire</i> et aux buts qu'elle poursuit relativement à l'amélioration de la sûreté nucléaire dans son ensemble.</p> <p>En mars 2011, la CCSN a remis une directive à tous les titulaires de permis de centrale nucléaire au Canada les enjoignant de réexaminer les dossiers de sûreté de leurs centrales, prenant en compte de façon particulière la défense en profondeur, les dangers externes (y compris les séismes, les inondations, les incendies et les phénomènes météorologiques extrêmes), les mesures de prévention et d'atténuation des accidents graves, la préparation aux urgences, de sorte à faire rapport sur les mesures nécessaires pour éliminer les lacunes d'importance. Une directive similaire a été remise aux titulaires de permis de mine d'uranium, d'usine de concentration d'uranium et d'autres installations nucléaires importantes.</p> <p>Le Groupe de travail de la CCSN sur Fukushima a été mis sur pied en avril 2011. Il a publié son rapport en octobre 2011.</p> <p>En août 2011, le président de la CCSN a mis sur pied un CEE afin qu'il effectue une évaluation indépendante des processus de la CCSN et de sa réponse à l'accident de Fukushima.</p> <p>Les recommandations du Groupe de travail et du CCE ont été ajoutées au <i>Plan d'action de la CCSN</i> qui décrit les mesures à court terme (12 mois), moyen terme (24 mois) et long terme (48 mois) devant être prises pour éliminer les lacunes décelées dans le cas des centrales nucléaires. Plus récemment, la CCSN a publié le <i>Plan d'action intégré de la CCSN</i> qui vise à éliminer les lacunes décelées à toutes les installations nucléaires majeures relativement aux sujets suivants :</p>

	<i>Plan d'action de l'AIEA en matière de sûreté nucléaire</i>	Mesures prises par le Canada
		<ul style="list-style-type: none"> • le renforcement de la défense en profondeur • l'amélioration des interventions en cas d'urgence • l'amélioration du cadre de réglementation et des processus connexes • l'amélioration de la collaboration internationale • l'amélioration des communications et de la consultation du public • les leçons tirées en ce qui concerne le rendement humain et organisationnel <p>Toutes les mesures à court terme ont été complétées.</p>
1.2	<p>Secrétariat de l'AIEA : Élaborer, en tenant compte de l'expérience acquise jusqu'à maintenant, une méthode pour effectuer leurs évaluations au niveau national et la mettre à la disposition des États membres qui pourraient vouloir l'utiliser.</p>	<p>Étant donné les différences technologiques des conceptions CANDU, le Groupe de travail de la CCSN sur Fukushima a élaboré sa propre méthode pour effectuer des examens de la sûreté. Le document <i>Critères d'examen de la sûreté des centrales nucléaires</i> a été rendu public en juillet 2011.</p> <p>Afin de valider l'approche adoptée pour définir ses critères d'examen de la sûreté, la CCSN a étudié les approches utilisées par plusieurs organismes de réglementation à l'étranger, dont celle adoptée par le Western European Nuclear Regulators' Association (WENRA) pour effectuer des épreuves sous contrainte.</p> <p>Le Canada a communiqué de manière active avec d'autres pays propriétaires de réacteurs CANDU, par l'entremise du COG et d'autres mécanismes d'échanges bilatérales, afin d'échanger de l'information et de fournir de l'aide. Un soutien technique a été fourni sur demande.</p> <p>À la demande de l'organisme de réglementation de la Roumanie, le CCSN lui a fourni un soutien technique pour la réalisation de ses examens de la sûreté avant que les évaluations par l'Union européenne n'aient lieu.</p> <p>En 2011, la CCSN a accueilli une équipe d'experts pour effectuer un examen par les pairs en guise de suivi à la mission du SEIR en 2009. Un nouveau module a été ajouté à cet examen afin d'évaluer les mesures prises par l'organisme de réglementation en réponse aux leçons tirées de l'accident de Fukushima.</p> <p>Le Canada a été l'un des premiers pays à être évalué en fonction des modules de base du SEIR découlant de l'accident de Fukushima. L'équipe d'examen par les pairs du SEIR a conclu que les mesures et la réponse de la CCSN avaient été rapides, rigoureuses et exhaustives. Plus spécifiquement, l'équipe du SEIR a fait l'éloge de la CCSN, soulignant</p>

<i>Plan d'action de l'AIEA en matière de sûreté nucléaire</i>		Mesures prises par le Canada
		comme bonne pratique sa réponse à l'accident de Fukushima.
1.3	Secrétariat de l'AIEA : Fournir, sur demande des États membres, aide et soutien pour la réalisation de l'évaluation au niveau national de la capacité de la conception des centrales nucléaires de résister aux dangers naturels extrêmes propres aux sites.	Ceci ne s'applique pas directement au Canada. Étant un membre du Centre international de sûreté sismique de l'AIEA, la CCSN participe activement à l'élaboration de normes de sûreté et de rapports d'analyse de la sûreté pour tenir compte des dangers extrêmes, comme ceux auxquels la centrale de Fukushima a été exposée, et de leur impact sur la sûreté des centrales nucléaires. La CCSN continue de participer à ces efforts.
1.4	Secrétariat de l'AIEA : Effectuer, sur demande des États membres, des examens par des pairs des évaluations nationales et leur fournir un soutien supplémentaire.	Ceci s'applique directement au Canada. Le <i>Plan d'action intégré de la CCSN</i> exigeait que tous les titulaires de permis d'installations nucléaires d'importance effectuent une réévaluation des dangers sismiques externes propres aux sites. La CCSN a demandé au Centre international de sûreté sismique de l'AIEA d'effectuer, à chacune des centrales nucléaires, un examen relatif aux événements de dimensionnement sur le site et hors site. Une mission préalable à un tel examen est prévue à l'été ou à l'automne 2013 afin de définir la portée de celui-ci et il est prévu que la mission pour effectuer cet examen aura lieu à la fin du printemps en 2014.
Mesures n° 2 : Examens par des pairs parrainés par l'AIEA		
« Renforcer les examens par des pairs parrainés par l'AIEA afin de maximiser les bénéfices aux États membres. »		
2.1	Secrétariat de l'AIEA : Renforcer les examens par les pairs parrainés par l'AIEA en y incorporant les leçons retenues et en s'assurant que les examens englobent de façon appropriée les sujets suivants : efficacité de la réglementation, la sûreté de l'exploitation, la sûreté de la conception, la préparation aux urgences et les interventions en cas d'urgence. États membres : Fournir des experts pour les missions d'examen par les pairs.	Le Canada supporte fortement le processus d'examen par les pairs de l'AIEA et fournit des experts techniques pour des missions du SEIR et d'autres examens (par des équipes d'examen de la sûreté nucléaire (OSART) et de l'état de la préparation aux urgences (EPREV) ainsi que du Service intégré d'examen de l'infrastructure (INIR), entre autres), et pour des missions de suivi. Des experts canadiens ont participé récemment à des missions dans les pays suivants : Fédération de Russie, Chine, Corée, États-Unis, Roumanie et Allemagne, etc. Le Canada a participé en janvier 2013 à une réunion technique pour les chefs et chefs adjoints des équipes du SEIR (des représentants de 11 organismes de réglementation d'importance y ont participé) afin de partager leur expérience, d'améliorer la mise en œuvre des missions du SEIR et de clarifier quelles devraient être les attentes futures à l'égard du programme du SEIR. Plusieurs recommandations ont été formulées à l'endroit de l'AIEA dans le cadre de son programme continu de révision et d'amélioration en

<i>Plan d'action de l'AIEA en matière de sûreté nucléaire</i>		Mesures prises par le Canada
		<p>continu du programme du SEIR.</p> <p>En outre, la CCSN a fourni récemment les services d'un expert en ingénierie des structures en soutien à l'examen par les pairs d'autres pays mené par l'AIEA concernant les étapes à suivre à moyen et à long terme en préparation au déclassement de la centrale de Fukushima Daiichi (complété en avril 2013).</p> <p>Lors de la deuxième réunion extraordinaire de la Convention, un Groupe de travail sur l'efficacité et la transparence (GTET) a été mis sur pied par les parties contractantes. Le mandat de ce groupe est de présenter lors de la sixième réunion d'examen de la Convention une liste de mesures pour renforcer la Convention et, au besoin, des propositions de modification de la Convention. Le GTET devait également prendre en considération les résultats globaux de la deuxième réunion extraordinaire de la Convention, y compris les propositions initiales de modification de la Convention soumises par la Suisse et la Fédération de Russie.</p> <p>Le Canada, en tant que membre du GTET, a joué un rôle de premier plan lors de la préparation de 2 des 14 documents de travail devant être soumis aux parties contractantes en novembre 2013. Les 2 documents dont le Canada a coordonné la préparation porteront sur les missions internationales d'examen par les pairs ainsi que sur des questions de transparence et de confidentialité. Des efforts portant sur les 14 documents se poursuivent.</p>
2.2	Secrétariat de l'AIEA : Afin de favoriser la transparence, fournir des renseignements sous forme sommaire indiquant où et quand les examens par les pairs parrainés par l'AIEA ont eu lieu, et publier publiquement et en temps opportun les résultats de ces examens, moyennant l'accord de l'État concerné.	<p>Ceci ne s'applique pas directement au Canada. Le Canada préconise fortement ouverture et transparence pour ce qui est de donner au public accès aux rapports relatifs à la Convention et ceux du SEIR, ainsi que les réponses de suivi, sur le site Web de la CCSN.</p> <p>Le Canada s'affaire activement à mettre en œuvre des initiatives d'amélioration au niveau de l'ouverture et de la transparence, par l'entremise de sa participation au GTET. Le Canada a joué un rôle de premier plan lors de la préparation de 2 des 14 documents de travail devant être soumis aux parties contractantes en novembre 2013. Ces deux documents portent sur les missions internationales d'examen par les pairs ainsi que sur des questions de transparence et de confidentialité.</p>
2.3	États membres : Les encourager fortement à organiser sur une base volontaire et régulière, des examens par les pairs parrainés par l'AIEA, y compris des	Le Canada a accueilli une mission du SEIR en 2009 et une mission de suivi en novembre 2011. Les conclusions de ces missions et les mesures prises pour y donner suite ont été rendues publiques. Les résultats de ces missions occupent également une place importante dans les rapports nationaux du Canada pour les cinquième et sixième réunions d'examen

<i>Plan d'action de l'AIEA en matière de sûreté nucléaire</i>		Mesures prises par le Canada
	examens de suivi. Secrétariat de l'AIEA : Répondre en temps opportun à de telles demandes.	de la Convention et pour la deuxième réunion extraordinaire de la Convention. Le Canada prévoit accueillir une équipe d'EPREV au cours de la période allant de 2014 à 2015.
2.4	Secrétariat de l'AIEA : Évaluer l'efficacité des examens par les pairs parrainés par l'AIEA et y apporter des améliorations au besoin.	Ceci ne s'applique pas directement au Canada.
Mesure n° 3 : Préparation aux urgences et intervention en cas d'urgence		
« Renforcer la préparation aux urgences et les interventions en cas d'urgence. »		
3.1	États membres : Réaliser sans tarder un examen au niveau national et, par la suite, des examens réguliers des dispositions prises et des capacités en matière de préparation aux urgences et d'intervention en cas d'urgence. Secrétariat de l'AIEA : Fournir soutien et aide par l'entremise de missions d'examen de l'état de la préparation aux urgences (EPREV), sur demande.	<i>Le Plan d'action intégré de la CCSN</i> couvre les plans d'urgence sur le site, la mise à jour d'installations et d'équipement d'urgence ainsi que les plans et programmes d'urgence hors site. Prenant en compte les différents niveaux de surveillance exercée par d'autres autorités compétentes fédérales, provinciales et municipales qui ne sont pas de la compétence de la CCSN, des initiatives supplémentaires ont été entreprises dans le cadre du <i>Plan d'action de la CCSN</i> afin d'améliorer la collaboration et la coordination entre les exploitants de centrale nucléaire et ces autorités, tant pour les programmes de préparation aux urgences sur le site que hors site. La CCSN a exigé que les titulaires de permis de centrale nucléaire prennent différentes mesures afin d'évaluer et d'améliorer les interventions en cas d'urgence sur le site, y compris en cas d'événements graves et/ou d'accidents touchant plus d'une tranche, la tenue d'exercices d'urgence connexes et le caractère adéquat des installations et de l'équipement d'urgence. La CCSN collabore avec les autorités compétentes fédérales et provinciales en matière de planification aux urgences nucléaires afin de : <ul style="list-style-type: none"> • s'assurer que la révision des plans est effectuée le plus rapidement possible et qu'on accorde une priorité à la tenue d'exercices de grande envergure de façon régulière • mettre en place un processus officiel et transparent de surveillance au niveau national à l'égard des plans et des programmes d'urgence hors site et de leur rendement • examiner le fondement de la planification des dispositions prises hors site en cas de scénarios d'accident touchant plus d'une tranche

<i>Plan d'action de l'AIEA en matière de sûreté nucléaire</i>		Mesures prises par le Canada
		<ul style="list-style-type: none"> • examiner les dispositions relatives à la prise de mesures de protection, dont les systèmes d'alerte du public, la validation de l'efficacité des stratégies concernant le stockage et la distribution de comprimés d'iodure de potassium ainsi que la vérification, ou la mise en place, d'une capacité de prédire les effets hors site • mettre à jour le PFUN et le valider par un exercice au niveau national <p>De plus, Santé Canada a révisé le PFUN et l'a intégré au PFIU. Santé Canada est en voie de réviser les critères fédéraux relatifs aux interventions en cas d'urgence nucléaire. Des préparatifs sont en cours en vue de tenir un exercice d'urgence nucléaire au niveau national en mai 2014. Le Canada prévoit accueillir une équipe d'EPREV au cours de la période allant de 2014 à 2015.</p>
3.2	Secrétariat de l'AIEA, États membres et organisations internationales pertinentes : Examiner et renforcer le cadre international en matière de préparation aux urgences et d'intervention en cas d'urgence, prenant en compte les recommandations dans le rapport final du « Plan d'action international visant à renforcer le système de préparation et d'intervention d'urgence dans le cas des urgences nucléaires et radiologiques » et encourager une plus grande participation de la part des organisations internationales pertinentes dans le Plan conjoint des organisations internationales en matière de gestion des urgences radiologiques.	<p>Santé Canada participe, à titre de représentant des agences du gouvernement intéressées :</p> <ul style="list-style-type: none"> • au groupe d'experts de l'AIEA sur la préparation aux urgences et les interventions en cas d'urgence • à l'évaluation exhaustive de l'accident de Fukushima menée par l'AIEA • au groupe technique de l'AIEA visant la mise en place d'un système international d'information sur la surveillance radiologique • aux activités des Autorités compétentes nationales de l'AIEA pour les conventions en matière de notification et d'assistance en cas d'urgence • à l'Organisation du Traité d'interdiction complète des essais nucléaires • au Réseau de l'Organisation mondiale de la santé relatif à la préparation aux urgences médicales de nature radiologique et à l'aide médicale dans de tels cas • aux activités des états participants de l'Organisation mondiale de la santé relatives au <i>Règlement sanitaire international</i>
3.3	Secrétariat de l'AIEA, États membres et organisations internationales pertinentes : Renforcer les mécanismes d'aide afin de s'assurer que le soutien nécessaire est fourni sans tarder. Considérer d'apporter des améliorations et d'utiliser pleinement le	<p>Santé Canada participe aux activités du Réseau d'intervention et d'aide (RANET) de l'AIEA, a enregistré sa capacité d'offrir des services de biodosimétrie en cas d'urgence et travaille de concert avec des partenaires, y compris la CCSN, pour découvrir d'autres capacités pouvant être enregistrées.</p>

<i>Plan d'action de l'AIEA en matière de sûreté nucléaire</i>		Mesures prises par le Canada
	Réseau d'intervention et d'aide de l'AIEA (RANET), y compris l'augmentation de ses capacités d'intervenir rapidement.	
3.4	États membres : Étudier, sur une base volontaire, la possibilité d'établir au niveau national des équipes d'intervention rapide qui pourraient être disponibles au niveau international par l'entremise du RANET.	Le Canada n'envisage pas de créer une équipe pour participer à des interventions au niveau international. Néanmoins, le Canada fournirait de l'aide, sur demande, en vertu de protocoles d'entente bilatéraux ou d'ententes internationales déjà en place ou dans le cadre du RANET de l'AIEA. La CCSN donne suite à la recommandation de son Groupe de travail sur Fukushima relative à l'amélioration de la coopération avec d'autres organismes de réglementation en ce qui concerne la prise en compte des leçons tirées de l'accident de Fukushima et, de cette façon, renforcer la capacité de répondre de manière efficace à toute urgence nucléaire.
3.5	Secrétariat de l'AIEA : Effectuer en temps opportun des missions de collecte de renseignements et rendre les résultats publics, en cas d'urgence nucléaire et avec l'accord de l'État concerné.	Ceci ne s'applique pas directement au Canada.
Organismes de réglementation nationaux « Renforcer l'efficacité des organismes de réglementation nationaux. »		
4.1	États membres : Réaliser sans tarder, et de façon régulière par la suite, un examen à l'échelle nationale de leurs organismes de réglementation, y compris une évaluation de leur indépendance réelle, du caractère adéquat des ressources humaines et financières et du besoin d'un soutien technique et scientifique approprié, afin de remplir leurs responsabilités.	Le Canada a accueilli en 2009 une mission du SEIR qui comprenait un examen exhaustif par des pairs des domaines suivants concernant la CCSN : son indépendance, le caractère adéquat de ses ressources humaines et financières et le soutien technique et scientifique dont elle dispose. Il a été déterminé que ces domaines répondaient aux exigences pertinentes de la CCSN, bien que le SEIR ait formulé quatre suggestions d'amélioration portant sur les organes consultatifs (S4), le recouvrement des coûts réglementaires (S2), sa capacité de traiter les projets de nouvelle centrale nucléaire (S9) et la coordination des efforts du personnel de la réglementation des opérations et du personnel de soutien technique afin de s'assurer que les questions de sûreté et de sécurité sont prises en compte de manière équilibrée (S3). Le SEIR a également souligné qu'elle considérait comme bonne pratique l'autorité qui lui est conférée de définir ses conditions d'embauche de manière indépendante. À la suite de l'accident de Fukushima, le Canada a accueilli en 2011 une mission de suivi

<i>Plan d'action de l'AIEA en matière de sûreté nucléaire</i>		Mesures prises par le Canada
		du SEIR qui a pris en compte le nouveau (à ce moment-là) module de base du SEIR découlant de l'accident de Fukushima et a examiné la réponse de la CCSN aux conclusions de la mission de 2009. L'équipe du SEIR qui a effectué le suivi a examiné les améliorations qui avaient été apportées et a clos les dossiers liés aux suggestions S4, S2, S9 et S3. Aucune nouvelle lacune n'a été décelée au sujet de l'indépendance réglementaire, du caractère adéquat des ressources humaines et financières et du soutien technique et scientifique.
4.2	Secrétariat de l'AIEA : Renforcer le Service d'examen intégré de la réglementation (SEIR) qui organise des examens par les pairs de l'efficacité de la réglementation par l'entremise d'évaluations exhaustives de la réglementation nationale en fonction des normes de sûreté de l'AIEA.	Ceci n'est pas applicable directement au Canada, bien que celui-ci salue cette initiative. Le cadre de réglementation canadien est fondé sur les normes de sûreté de l'AIEA et, s'il y a lieu, celles-ci sont ajoutées à son cadre législatif et aux documents à l'appui.
4.3	États membres et exploitants de centrale nucléaire : Accueillir, sur une base volontaire et régulière, des missions du SEIR de l'AIEA afin d'évaluer le cadre réglementaire national, ainsi que des missions de suivi au cours des trois ans qui suivent la mission principale du SEIR	Le Canada a accueilli une mission du SEIR en 2009 et une mission de suivi en novembre 2011. Le Canada a été l'un des premiers pays dont les examens de la sûreté, l'évaluation globale et le plan d'action relatifs à l'accident de Fukushima ont fait l'objet d'un examen par des pairs organisé par l'AIEA et qui prenait en compte le module du processus d'examen de suivi du SEIR découlant de cet accident.
Mesure n° 5 : Organisations des exploitants		
« Renforcer l'efficacité des organisations des exploitants sur le plan de la sûreté nucléaire. »		
5.1	États membres : S'assurer que lorsque nécessaire, des améliorations sont apportées aux systèmes de gestion, à la culture de sûreté, à la gestion des ressources humaines et à la capacité scientifique et technique des	Les éléments pertinents du <i>Plan d'action intégré de la CCSN</i> comportent des mesures pour prendre en compte le rendement humain et le rendement organisationnel qui sont partie intégrante de toute activité de conception, d'analyse et d'application de procédures servant d'appui à la défense en profondeur, à tous les niveaux. Reconnaissant que le rendement humain et le rendement organisationnel sont des éléments

<i>Plan d'action de l'AIEA en matière de sûreté nucléaire</i>		Mesures prises par le Canada
	organisations des exploitants. Secrétariat de l'AIEA : Fournir de l'aide aux États membres, sur demande.	<p>fondamentaux des leçons tirées de l'accident de Fukushima, la CCSN a ajouté les leçons tirées ayant trait à ces rendements au <i>Plan d'action intégré de la CCSN</i>, portant une attention particulière à :</p> <ul style="list-style-type: none"> • l'inclusion des aspects liés à ces rendements dans l'élaboration des critères de fermeture de la CCSN pour les mesures découlant de l'accident de Fukushima ayant trait aux exigences relatives à l'habitabilité, la formation, la facilité d'application, le temps requis pour compléter les tâches critiques, la validation des LDGAG ainsi que les rôles et responsabilités en ce qui concerne les interventions d'urgence • la poursuite des activités d'élaboration et de révision de plusieurs documents d'application de la réglementation de la CCSN afin de s'assurer que les leçons tirées de l'accident de Fukushima relativement au rendement humain et au rendement organisationnel sont ajoutées au cadre de réglementation de la CCSN <p>La mise en œuvre par les titulaires de permis de mesures relatives au rendement humain et organisationnel est passablement avancée.</p>
5.2	Chaque État membre où se situe une centrale nucléaire : Accueillir sur une base volontaire, au moins une fois, une mission d'une équipe d'examen de la sûreté nucléaire (OSART) au cours de trois prochaines années, portant une attention particulière au départ aux centrales les plus vieilles, et répéter sur une base régulière par la suite.	<p>Le Canada a accueilli une seule mission d'une équipe d'examen de la sûreté nucléaire (OSART) et ne prévoit pas que de telles missions auront lieu prochainement. Ceci est fondé sur le fait que les centrales nucléaires canadiennes font l'objet de façon périodique d'examens de la sûreté menés par la WANO. Une ouverture et une transparence plus grandes de la part de WANO au niveau de ses rapports procureraient des renseignements au processus de surveillance réglementaire et, pour cette raison, le Canada appuie les initiatives de l'AIEA et de la WANO présentement en cours pour renforcer cet aspect.</p> <p>La CCSN a entamé des discussions avec les titulaires de permis et le Secrétariat de l'AIEA afin de considérer la possibilité d'organiser une mission d'une OSART au Canada une fois que la mise en œuvre du <i>Plan d'action intégré de la CCSN</i> aura été complétée.</p>
5.3	Secrétariat de l'AIEA : Renforcer la coopération avec la WANO en apportant une modification à leur protocole d'entente de sorte à améliorer l'échange d'information sur l'expérience d'exploitation et d'autres domaines de sûreté et d'ingénierie et, en consultation	<p>Le Canada appuie fortement le renforcement des relations entre l'AIEA et la WANO et juge que le protocole d'entente modifié constitue un outil supplémentaire pour renforcer la sûreté nucléaire aux installations nucléaires en exploitation. Les titulaires de permis de centrale nucléaire au Canada partagent des vues similaires et considèrent que ceci constitue un moyen supplémentaire pour démontrer l'efficacité de l'auto-évaluation et des efforts de collaboration entre les centrales nucléaires en exploitation.</p>

<i>Plan d'action de l'AIEA en matière de sûreté nucléaire</i>		Mesures prises par le Canada
	avec d'autres parties intéressées, étudier des moyens d'améliorer les communications et les interactions entre les exploitants de centrale nucléaire.	
Mesure n° 6 : Normes de sûreté de l'AIEA		
« Examiner et renforcer les normes de sûreté de l'AIEA et améliorer leur application. »		
6.1	Le Comité sur les normes de sûreté et le Secrétariat de l'AIEA : Examiner et réviser au besoin, selon une séquence reflétant leur priorité, les normes de sûreté de l'AIEA pertinentes, en appliquant le processus actuel d'une manière plus efficace.	<p>La CCSN envoie toujours des experts pour participer aux activités des groupes suivants dans leurs efforts de révision des normes de sûreté de l'AIEA :</p> <ul style="list-style-type: none"> • Commission sur les normes de sûreté • Comité sur les normes de sûreté nucléaires • Comité sur les normes de sûreté en matière de radioprotection • Comité sur les normes de sûreté en matière de transport • Comité sur les normes de sûreté en matière de déchets • Comité d'orientation en matière de sécurité nucléaire <p>En 2012, le personnel de la CCSN a participé à des travaux visant à modifier des exigences particulières clés pour tenir compte de l'accident de Fukushima, dont certaines dans le document SSR-2/1 de l'AIEA, <i>Sûreté des centrales nucléaires : Exigences de sûreté spécifiques à la conception</i>.</p> <p>Les entreprises du secteur nucléaire canadien participent régulièrement aux réunions du Comité des normes de sûreté nucléaire et fournissent des commentaires sur les propositions de révision des normes de sûreté de l'AIEA. Ces commentaires sont examinés et révisés au besoin par la CCSN avant d'être acheminés à l'AIEA.</p>
6.2	<p>États membres : Appliquer de façon la plus large et la plus efficace que possible les normes de sûreté de l'AIEA de manière ouverte et transparente et en temps opportun.</p> <p>Secrétariat de l'AIEA : Continuer à fournir aide et soutien pour l'application des</p>	<p>Le cadre de réglementation canadien est fondé sur les normes de sûreté de l'AIEA et, s'il y a lieu, celles-ci ont été incluses dans le cadre législatif et aux programmes et processus de surveillance réglementaire. Par exemple, les documents suivants de l'AIEA servent d'orientation pour les EPS effectuées au Canada :</p> <ul style="list-style-type: none"> • SSG-3, <i>Réalisation et application d'études probabilistes de sûreté de niveau 1 dans le cas des centrales nucléaires</i> • SSG-4, <i>Réalisation et application d'études probabilistes de sûreté de niveau 2 dans le cas des centrales nucléaires</i>

<i>Plan d'action de l'AIEA en matière de sûreté nucléaire</i>		Mesures prises par le Canada
	normes de sûreté de l'AIEA.	Le Canada a fourni, et continue de fournir, une rétroaction sur les projets de normes de l'AIEA dans le cadre de sa participation à la Commission des normes de sûreté et ses comités des normes de sûreté qui sont encadrés par celle-ci.
Cadre juridique international		
« Améliorer l'efficacité du cadre juridique international. »		
7.1	États intéressés : Étudier des moyens d'améliorer l'application efficace de la <i>Convention sur la sûreté nucléaire</i> , la <i>Convention commune sur la sûreté de la gestion du combustible usé et sur la sûreté de la gestion des déchets radioactifs</i> , la <i>Convention sur la notification rapide d'un accident nucléaire</i> et la <i>Convention sur l'assistance en cas d'accident nucléaire ou de situation d'urgence radiologique</i> , et prendre en compte les propositions mises de l'avant pour modifier la <i>Convention sur la sûreté nucléaire</i> et la <i>Convention sur la notification rapide d'un accident nucléaire</i> .	<p>Le Canada appuie fortement des initiatives mises de l'avant par les Parties contractantes de la Convention afin d'améliorer l'efficacité de la mise en œuvre de celle-ci et de la Convention commune sur la sûreté de la gestion du combustible usé et sur la sûreté de la gestion des déchets radioactifs. Dans cette veine, le Canada appuie fortement les Groupes de travail d'agents expérimentés des deux conventions qui cherchent des moyens d'améliorer l'efficacité du cadre juridique international. Le Canada salue toute initiative visant à améliorer et rendre plus efficaces les processus, particulièrement ceux liés à l'amélioration de l'efficacité de la tenue des réunions d'examen aux trois ans.</p> <p>Le Canada continue de faire la promotion des efforts d'amélioration de l'efficacité de la Convention en participant au GTET qui a été mis sur pied par les Parties contractantes lors de la deuxième réunion extraordinaire afin qu'il présente à la sixième réunion d'examen une liste de mesures pour renforcer la Convention et, au besoin, des propositions pour modifier la Convention, tout en tenant en compte des résultats globaux de la deuxième réunion extraordinaire de la Convention ainsi que des propositions initiales de modification de la Convention soumises par les Parties contractantes.</p> <p>Le Canada a joué un rôle de premier plan dans la préparation de 2 des 14 documents de travail que le GTET avait choisis pour considération par les Parties contractantes lors de la sixième réunion d'examen. Ces deux documents sont :</p> <ul style="list-style-type: none"> • sujet n° 3 – missions internationales d'examen par les pairs • sujet n° 6 – questions de transparence et de confidentialité <p>Ces sujets sont compatibles avec la position du Canada en matière d'ouverture et de transparence, y compris en ce qui a trait à rendre public tout document lié aux examens effectués par les pairs, dont les rapports d'examen de la Convention et ceux découlant des missions du SEIR.</p> <p>Le Canada appuie les méthodes visant à améliorer l'efficacité de la mise en œuvre des</p>

<i>Plan d'action de l'AIEA en matière de sûreté nucléaire</i>		Mesures prises par le Canada
		conventions sur la notification rapide et sur l'entraide en cas d'accident nucléaire, plus particulièrement lors des réunions des autorités compétentes nationales et par sa participation au RANET.
7.2	États membres : Les encourager à adhérer à ces Conventions et les mettre en œuvre de manière efficace.	Le Canada a déjà signé ces conventions, de même que le <i>Traité d'interdiction complète des essais nucléaires</i> , et il s'est engagé à se conformer aux codes de conduite relatifs à la non-prolifération, aux réacteurs de recherche et à la sûreté et la sécurité des sources radioactives scellées.
7.3	États membres : Entreprendre des démarches pour établir un régime global de responsabilité nucléaire qui répond aux inquiétudes de tous les États pouvant être touchés par un accident nucléaire, le but étant d'offrir une compensation appropriée en cas de dommages de source nucléaire. Étudier la possibilité de se joindre aux mécanismes internationaux en matière de responsabilité nucléaire, dans le but d'établir le régime global. Groupe d'experts internationaux de l'AIEA en matière de responsabilité nucléaire : Recommander des mesures visant à faciliter la mise en place d'un tel régime global.	Le gouvernement du Canada continuera à évaluer les bénéfices de signer une convention sur la responsabilité civile nucléaire pour prendre en compte le régime de compensation et de responsabilité pour les dommages d'origine nucléaire occasionnés par des incidents nucléaires de transport et transfrontaliers. La modernisation des lois canadiennes en matière de responsabilité civile nucléaire constitue toujours une grande priorité. Le gouvernement a annoncé qu'il prévoyait déposer à l'automne 2013 un nouveau projet de loi qui allait augmenter considérablement les limites actuelles de responsabilité s'appliquant aux exploitants de centrale nucléaire.
Mesure n° 8 : États membres envisageant de lancer un programme d'énergie nucléaire		
« Faciliter la mise en place des infrastructures dont les États membres ont besoin pour lancer un programme d'énergie nucléaire. »		
8.1	États membres : Créer une infrastructure nucléaire appropriée en se fondant sur les normes de sûreté de l'AIEA et d'autres documents d'orientation pertinents. Secrétariat de l'AIEA : Fournir de l'aide	Le Canada appuie les initiatives de l'AIEA visant à promouvoir le lancement d'un programme d'énergie nucléaire par des États membres et à les assister dans ce sens et il a par le passé répondu positivement aux demandes bilatérales, ou de l'AIEA, de soutien à de tels programmes. La CCSN s'est engagée à fournir de l'aide aux États membres afin de développer leurs capacités à mettre en place ou améliorer des programmes de réglementation indépendants

	<i>Plan d'action de l'AIEA en matière de sûreté nucléaire</i>	Mesures prises par le Canada
	selon les demandes pouvant être reçues.	<p>et efficaces. Ceci comprend l'accueil du personnel des États membres pour des stages, la tenue de sessions d'information à leur intention et l'échange de renseignements techniques.</p> <p>La CCSN fournit de façon active de l'information offre son expertise au MDEP.</p> <p>La CCSN est un membre actif de la Tribune de coopération réglementaire de l'AIEA et continuera d'y participer au fur et à mesure que le nombre de pays lançant des programmes d'énergie nucléaire augmente. En 2012, la CCSN a de nouveau fourni un soutien de suivi à la Commission de réglementation nucléaire de la Jordanie lors des réunions de cette tribune.</p> <p>La CCSN fait de façon périodique des échanges de personnel et de renseignements techniques avec des États membres à la recherche d'information. Par exemple, en 2012, le personnel de la CCSN a accueilli deux représentants de l'organisme de réglementation de l'Indonésie (BAPETEN) à l'administration centrale de la CCSN pour un stage de deux mois. Ceci entraine dans le cadre des activités de cet organisme en préparation à la réglementation de centrale nucléaire. Ces deux représentants ont porté une attention particulière aux processus qu'utilise la CCSN pour examiner les EE et les demandes de permis dans le cas de nouvelle centrale nucléaire.</p> <p>En 2012, le CCSN a continué d'apporter un soutien technique en matière de réglementation au gouvernement de la Roumanie dans le cadre de l'évaluation sous forme d'épreuve sous contrainte de leurs réacteurs de type CANDU 6 à Cernavoda, effectuée après l'accident de Fukushima. Elle lui a également fourni un soutien technique en préparation à des examens par des pairs organisés par l'Union européenne. Plus récemment, la CCSN a envoyé un conseiller technique chevronné à la Mission canadienne permanente à Vienne pour agir en tant qu'officier de liaison en matière de sûreté nucléaire et de fournir gratuitement un soutien à la mise en œuvre du <i>Plan d'action de l'AIEA en matière de sûreté nucléaire</i>.</p> <p>La CCSN a également accueilli des boursiers de l'AIEA désireux d'échanger des renseignements au sujet des mines et usines d'uranium et elle a fourni de la formation à d'autres États membres sur la sûreté et la sécurité relatives aux matériaux nucléaires.</p>
8.2	États membres : Accueillir sur une base volontaire des missions du Service intégré	Le personnel de la CCSN est disponible pour participer à des missions du INIR.

<i>Plan d'action de l'AIEA en matière de sûreté nucléaire</i>		Mesures prises par le Canada
	d'examen de l'infrastructure (INIR) et des missions pertinentes d'examen par les pairs, incluant des examens de la sûreté de l'emplacement et de la conception, avant que la première centrale nucléaire ne soit mise en service.	
Mesure n° 9 : Développement de capacités		
« Renforcer et maintenir le développement de capacités. »		
9.1	<p>États membres ayant un programme nucléaire en place et ceux prévoyant lancer un tel programme : Renforcer, développer, maintenir et mettre en œuvre leurs programmes de développement de capacités, y compris d'éducation, de formation et d'exercices aux niveaux national, régional et international; s'assurer de toujours disposer de ressources humaines en nombre suffisant et possédant les compétences nécessaires afin de remplir leurs responsabilités à l'égard de l'utilisation sûre, responsable et durable des technologies nucléaires. Ces programmes devraient toucher tous les domaines liés à la sûreté nucléaire, y compris l'exploitation sûre, la préparation aux urgences et les interventions en cas d'urgence de même que l'efficacité de la réglementation et ils devraient s'appuyer sur les infrastructures déjà en place pour le développement de capacités.</p> <p>Secrétariat de l'AIEA : Fournir de l'aide,</p>	<p>La CCSN a optimiser sa main-d'œuvre afin de répondre aux besoins de réglementation actuels et prévus. Des programmes sont en place pour déterminer de manière systématique les besoins de formation et pour tenir des activités de formation. La CCSN a élaboré et amélioré des programmes particuliers relatifs à la formation et à la qualification des inspecteurs, au développement du leadership et à la familiarisation des nouveaux employés. Elle accorde une plus grande priorité aux exercices d'urgence qui évaluent les capacités du personnel ainsi que les relations de travail et les communications entre les différentes autorités compétentes. En 2004, les autorités compétentes à tous les niveaux planifient de tenir, conjointement avec le titulaire de permis, un exercice national d'urgence de grande envergure mettant en cause une centrale nucléaire.</p> <p>La CCSN a établi un ensemble d'exigences s'appliquant aux titulaires de permis de centrale nucléaire relativement aux programmes de formation, à la détermination de l'effectif minimal par quart et à l'accréditation du personnel. La CCSN effectue des inspections et des examens documentaires pour confirmer que les demandeurs et les titulaires de permis répondent à ces exigences.</p> <p>Les titulaires de permis de centrale nucléaire ont également en place différents programmes pour s'assurer que les ressources humaines sont adéquates et pour y apporter des améliorations. Ceci comprend une approche systématique pour déterminer des besoins de formation de même que des programmes relativement à la tenue des activités de formation, l'administration d'examens d'accréditation et de requalification, l'analyse des capacités de la main-d'œuvre, le maintien du savoir et l'embauche. Les titulaires de permis mènent des campagnes importantes de recrutement auprès des universitaires et des collèges techniques ainsi que des activités de relations externes auprès de différents groupes dont Femmes du nucléaire et Nouvelle génération du nucléaire en Amérique du</p>

<i>Plan d'action de l'AIEA en matière de sûreté nucléaire</i>		Mesures prises par le Canada
	sur demande.	<p>Nord.</p> <p>Sur le plan de l'enseignement, les universités au Canada offrent de nombreux programmes en science et ingénierie, certaines d'entre elles offrant même un programme en génie nucléaire. L'Institut de technologie de l'Université de l'Ontario a mis sur pied un programme en génie nucléaire afin de répondre spécifiquement aux besoins des entreprises du secteur nucléaire. Le Réseau d'excellence universitaire en génie nucléaire (UNENE) est une alliance entre universités, titulaires de permis de centrale nucléaire et organismes de réglementation et de recherche vouée au soutien et au perfectionnement de l'enseignement. Le Réseau s'occupe aussi de la capacité en matière de recherche dans le domaine nucléaire des universités canadiennes. Son principal objectif est d'assurer une réserve durable d'ingénieurs et de scientifiques compétents afin de répondre aux besoins actuels et futurs des entreprises du secteur nucléaire.</p> <p>En ce qui a trait au renforcement des capacités des États membres lançant des programmes d'énergie nucléaire, le Canada a communiqué ses conclusions et leçons tirées avec les pairs étrangers lors de la deuxième réunion extraordinaire de la Convention et a participé à différentes tribunes dont les réunions du Groupe des cadres supérieurs des organismes de réglementation des réacteurs CANDU et l'Association internationale des organismes de réglementation nucléaire</p>
9.2	<p>États membres ayant un programme nucléaire en place et ceux prévoyant lancer un tel programme : Ajouter les leçons tirées de l'accident à l'infrastructure du programme d'énergie nucléaire.</p> <p>Secrétariat de l'AIEA : Fournir de l'aide, sur demande.</p>	<p>Peu de temps après l'accident de Fukushima, la CCSN a effectué une évaluation de la sûreté des centrales nucléaires afin de déceler tout élément de vulnérabilité à la lumière des leçons tirées et elle a publié le <i>Rapport du Groupe de travail de la CCSN sur Fukushima</i> en octobre 2011.</p> <p>De plus, le CCE a été mis sur pied pour effectuer un examen indépendant de la réponse initiale de la CCSN à l'accident de Fukushima. Le CCE a conclu que la CCSN avait réagi sans tarder et de façon appropriée au cours des premières étapes qui ont suivi l'accident de Fukushima. La CCSN a aussi fait des recommandations visant à améliorer les communications avec le public et leur transparence, à élargir l'applicabilité de certains éléments du <i>Plan d'action de la CCSN</i> à des installations autres que les centrales nucléaires et, le cas échéant, à prendre en compte de façon plus approfondie du rendement humain et organisationnel dans le cas de certaines mesures du <i>Plan d'action de la CCSN</i>.</p>

<i>Plan d'action de l'AIEA en matière de sûreté nucléaire</i>		Mesures prises par le Canada
		<p>Les mesures que le Canada a mises en œuvre, pendant les 48 mois prévus à cette fin, dans le cadre du <i>Plan d'action intégré de la CCSN</i> afin de renforcer la défense en profondeur et améliorer la préparation aux urgences, son cadre et ses processus de réglementation ainsi que la collaboration au niveau international prennent pleinement en compte les lacunes cernées par ses examens de la sûreté.</p> <p>Globalement, les mesures recommandées peuvent être classées dans les catégories suivantes, selon qu'elles sont liées aux :</p> <ul style="list-style-type: none"> • centrales nucléaires • installations nucléaires d'importance autres que les centrales nucléaires • communications avec le public et la sensibilisation de celui-ci • leçons tirées relativement au rendement humain et organisationnel <p>Le <i>Plan d'action intégré de la CCSN</i> prend en compte toutes les recommandations découlant des examens de la sûreté effectués par le Groupe de travail de la CCSN sur Fukushima et celles contenues dans le rapport du CCE de même que des suggestions formulées par l'équipe du SEIR qui a effectué une mission de suivi. Les titulaires de permis ont appliqué toutes les mesures à court terme et il est prévu que les mesures à moyen et à long terme seront complétées d'ici décembre 2013 et décembre 2015 respectivement.</p> <p>Les améliorations apportées au cadre de réglementation, y compris les modifications législatives, qui tiennent compte des mesures de sûreté supplémentaires qui doivent être appliquées aux centrales nucléaires canadiennes à la lumière des leçons tirées de l'accident de Fukushima ont été incluses aux documents réglementaires s'appliquant à la construction de nouvelle centrale nucléaire. Les projets de nouvelle centrale nucléaire et de réfection devront respecter les nouvelles exigences réglementaires qui reflètent les leçons tirées de l'accident de Fukushima.</p>
Mesure n° 10 : Protéger les personnes et l'environnement contre le rayonnement ionisant		
« S'assurer que les personnes et l'environnement sont continuellement protégés contre le rayonnement ionisant après une urgence nucléaire. »		
10.1	États membres, Secrétariat de l'AIEA et autres parties intéressées pertinentes : Faciliter l'utilisation de l'information, de l'expertise et des méthodes disponibles	<p>Le Canada participe à des groupes et à des réunions d'experts pertinents, y compris le Système international d'information sur la surveillance radiologique, afin de créer un réseau global de surveillance.</p> <p>La diversification et la mise à niveau des capacités du Groupe consultatif technique</p>

<i>Plan d'action de l'AIEA en matière de sûreté nucléaire</i>		Mesures prises par le Canada
	<p>pour surveiller les sites nucléaires et à l'extérieur de ces sites ainsi que pour décontaminer et prendre des mesures correctives à ces endroits.</p> <p>Secrétariat de l'AIEA : Étudier des stratégies et des programmes pour améliorer les connaissances et renforcer les capacités dans ces domaines.</p>	<p>oeuvrant dans le cadre du PFUN continuent d'assurer des capacités nationales adéquates et de fournir un chevauchement à l'appui.</p> <p>La CCSN et Santé Canada examinent présentement l'orientation canadienne actuelle en matière de contamination radioactive des aliments et de l'eau à la suite d'une urgence nucléaire en fonction des orientations internationales et des leçons tirées de l'accident de Fukushima. Elles examinent également les recommandations internationales relatives aux mesures à prendre durant la phase de rétablissement, portant une attention particulière à la réhabilitation et à la relocalisation.</p>
10.2	<p>États membres, Secrétariat de l'AIEA et autres parties intéressées pertinentes : Faciliter l'utilisation de l'information, de l'expertise et des méthodes disponibles pour retirer le combustible nucléaire endommagé et pour effectuer la gestion et l'évacuation des déchets radioactifs résultant d'une urgence nucléaire.</p>	<p>Le Canada a participé à des groupes et à des réunions d'experts pertinents, y compris à des réunions d'experts de différents pays sur le déclassement et la prise de mesures correctives à la suite d'un accident nucléaire et à des ateliers de la CSA sur les critères relatifs au nettoyage des sites.</p> <p>La CCSN collabore avec d'autres organismes de réglementation fédéraux et provinciaux afin de définir des critères relatifs au nettoyage après un accident nucléaire.</p> <p>Le Canada examine présentement les critères de nettoyage en usage dans différents pays, les critères de référence utilisés par la CIPR et l'Organisation mondiale de la santé ainsi que ceux dans les normes de sûreté de base de l'AIEA.</p> <p>Le Canada participe à des pourparlers internationaux sur le déclassement et le rétablissement ainsi que l'adoption de critères relatifs au nettoyage.</p>
10.3	<p>États membres, Secrétariat de l'AIEA et autres parties intéressées pertinentes : Échanger de l'information au sujet de l'évaluation des doses de rayonnement et de toute autre incidence sur les personnes et l'environnement.</p>	<p>Le Canada participe à des activités internationales portant sur l'évaluation des doses et des effets sur l'environnement par l'intermédiaire d'organisations comme l'AIEA et le Comité scientifique des Nations Unies pour l'étude des effets des rayonnements ionisants.</p> <p>Santé Canada participe au Système international d'information sur la surveillance radiologique afin de mettre à la disposition des pays participants, en temps réel, les données recueillies d'un bout à l'autre du Canada. Environnement Canada, en tant que Centre météorologique spécialisé régional de l'Organisation météorologique mondiale, continue de collaborer avec cette organisation et l'AIEA afin de renforcer l'évaluation et l'échange de données météorologiques nécessaires pour les interventions en cas d'urgence.</p>

<i>Plan d'action de l'AIEA en matière de sûreté nucléaire</i>		Mesures prises par le Canada
Mesure n° 11 : Communication et diffusion de l'information		
« Améliorer la transparence et l'efficacité des communications et améliorer la diffusion de l'information. »		
11.1	États membres, avec l'aide du Secrétariat de l'AIEA : Renforcer le système de notification des urgences ainsi que les dispositions et les capacités en place pour rapporter et échanger l'information.	<p>Le Canada appuie les moyens servant à améliorer l'échange rapide et coordonné de l'information, en particulier par l'entremise des nouveaux protocoles de communication de l'AIEA en cas d'urgence et préconise de continuer à utiliser et améliorer le Système unifié d'échange de l'information.</p> <p>Le Canada a enregistré auprès de l'AIEA tous les points de contact pertinents pour la notification des urgences.</p>
11.2	États membres, avec l'aide du Secrétariat de l'AIEA : Améliorer la transparence et l'efficacité des communications entre les exploitants, les organismes de réglementation et différentes organisations internationales, et renforcer le rôle de coordination que l'AIEA joue à cet égard, soulignant que la circulation la plus libre et la diffusion la plus vaste de l'information technique et technologique liée à la sûreté contribuent à améliorer la sûreté nucléaire.	<p>Le Canada appuie fortement cette initiative et a joué un rôle de premier plan dans la détermination des sujets devant être pris en considération par les Parties contractantes lors de la sixième réunion d'examen. Les interventions du Canada seront axées sur l'ouverture et la transparence – en particulier, de rendre public les rapports pour la Convention, les questions soulevées par des pairs dans le cadre de la Convention, les rapports des missions du SEIR ainsi que les plans pour faire suite aux recommandations et suggestions du SEIR. En outre, le Canada proposera des stratégies pour établir une plus grande ouverture lors des réunions d'examen, ainsi que des outils qui pourraient diminuer le nombre de fois où la sécurité et des soucis de confidentialité sont invoqués comme raisons pour affaiblir ou retarder des mesures critiques.</p>
11.3	Secrétariat de l'AIEA : Fournir aux États membres, aux organisations internationales et au grand public, en temps opportun au cours d'une urgence nucléaire, des renseignements clairs, factuels, justes, objectifs, facilement compréhensibles à l'égard de ses conséquences potentielles, y compris analyser l'information disponible et faire des prédictions de scénarios possibles en se fondant sur l'information rapportée, les connaissances scientifiques et les capacités des États membres.	<p>Ceci ne s'applique pas directement au Canada.</p> <p>Le Canada appuie l'expansion du mandat de l'AIEA relatif à un service d'évaluation technique au cours d'une urgence nucléaire et encourage le Secrétariat de l'AIEA à coopérer avec les États membres afin d'établir les capacités d'évaluation technique de référence et de les coordonner ainsi que d'élaborer des procédures pour communiquer les résultats aux États membres et coordonner cette activité.</p> <p>À la suite de l'accident de Fukushima, la CCSN a joué un rôle de premier plan dans les activités visant à communiquer avec les Canadiens et les intervenants étrangers sur les incidences de cet accident et les mesures qui ont été prises.</p> <p>Dans le cadre de ces démarches, la CCSN a développé un site Web consacré aux situations de crise. Ce site sera mis en fonction si une urgence, un incident ou un accident nucléaire</p>

	<i>Plan d'action de l'AIEA en matière de sûreté nucléaire</i>	Mesures prises par le Canada
		<p>se produisait au Canada ou à l'étranger et entraînait un risque important pour toute collectivité canadienne ou un haut niveau d'inquiétude de la part des médias ou du public. Une fois activé, ce site devient le site d'accès principal pour toutes les personnes visitant le site Web de la CCSN. Ce site offre un moyen rapide et facile pour la CCSN de faire connaître sa réponse sans délai et clairement et il rassure le public quant au niveau de sérieux que la CCSN attribue à la situation.</p> <p>En août 2012, la CCSN a approuvé la structure de ce site Web de la CCSN qui est maintenant prêt à être activé afin de tenir les médias, les employés, le public et les parties intéressées informés au cours d'une crise nucléaire ou d'une urgence à une installation réglementée par un organisme fédéral.</p> <p>Le <i>Plan d'action intégré de la CCSN</i> comprend plusieurs mesures visant à promouvoir des stratégies nationales et internationales d'information du public sur la sûreté nucléaire. En mai 2012, le Canada a participé à titre de co-président à une réunion d'experts internationaux sous les auspices de l'AIEA qui visait à améliorer la transparence et l'efficacité des communications en cas d'urgence nucléaire.</p> <p>En outre, la CCSN a rehaussé sa présence sur le Web et élaboré plusieurs outils éducatifs qui sont accessibles au public afin de favoriser une meilleure compréhension des usages que l'on fait de l'énergie nucléaire et des mesures en place pour promouvoir la sûreté nucléaire et pour protéger les travailleurs, le public et l'environnement.</p>
11.4	<p>Secrétariat de l'AIEA : Organiser des réunions internationales d'experts afin d'analyser tous les aspects techniques pertinents et tirer des leçons de l'accident survenu à la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi.</p>	<p>L'AIEA a organisé cinq réunions d'experts de différents pays en guise de suivi à l'accident de Fukushima. La CCSN et les entreprises du secteur nucléaire canadien ont assisté à ces réunions et ont fait des présentations lors de la plupart d'entre elles. Le Canada a participé à la Conférence ministérielle sur l'accident de Fukushima tenue au Japon en décembre 2012 et a présidé l'une des sessions.</p> <p>Le Canada participe également à l'élaboration du rapport exhaustif de l'AIEA sur l'accident de Fukushima et y contribue particulièrement en fournissant :</p> <ul style="list-style-type: none"> • un co-président d'un des groupes de travail • un expert externe en appui au Groupe de travail n° 1 • un conseiller technique chevronné pour servir au sein du Groupe consultatif technique international mis sur pied pour aider à l'examen du rapport en ce qui concerne son exactitude et la formulation d'aspects techniques ou scientifiques

<i>Plan d'action de l'AIEA en matière de sûreté nucléaire</i>		Mesures prises par le Canada
11.5	Secrétariat de l'AIEA, en coopération avec le Japon : Continuer de partager avec les États membres une évaluation pleinement transparente de l'accident survenu à la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi de TEPCO et faciliter un tel partage.	Le Canada appuie cette initiative. Le Canada contribue à la préparation du rapport exhaustif de l'AIEA sur l'accident de Fukushima.
11.6	Le Secrétariat de l'AIEA et les États membres, en consultation avec l'AEN/OCDE et le Comité consultatif concernant l'Échelle internationale des événements nucléaires (INES) de l'AIEA : Examiner l'utilisation possible de l'INES comme outil de communication.	Le Canada est membre du Comité consultatif concernant l'INES. Il a participé de façon active aux initiatives présentement en voie de réalisation visant à rédiger un document d'orientation sur la communication du niveau d'un accident grave sur l'INES pendant qu'il est en cours, et l'élaboration de modules de formation à distance.
Mesure n° 12 : Recherche et développement		
« Utiliser de manière efficace la recherche et le développement. »		
12.1	Parties intéressées pertinentes, avec l'aide du Secrétariat de l'AIEA s'il y a lieu : Réaliser les activités nécessaires de recherche et de développement (R-D) portant sur la sûreté, la technologie et l'ingénierie nucléaires, y compris des aspects particuliers des conceptions actuelles et de nouvelles conceptions.	Le Canada a évalué ses besoins particuliers de recherche à la lumière de la progression et des conséquences de l'accident de Fukushima. Bien qu'on n'ait pas décelé de lacunes au niveau des connaissances, les plans et priorités des activités de recherche ont été ajustés pour y incorporer des sujets comme : <ul style="list-style-type: none"> • des instruments exclusifs • les prévisions des sources termes • le confinement à l'intérieur de la cuve versus l'utilisation de matériaux réfractaires dans la partie inférieure de la voûte des réacteurs de type EC6 afin de retarder que l'intégrité du coeur ne soit mise en danger

<i>Plan d'action de l'AIEA en matière de sûreté nucléaire</i>		Mesures prises par le Canada
12.2	Parties intéressées pertinentes et le Secrétariat de l'AIEA : Utiliser les résultats des activités de R-D et, au besoin, les communiquer, au bénéfice de tous les États membres.	Les institutions qui effectuent des activités de R-D pertinentes (p.ex., le COG, la CCSN et Candu Énergie) échangent leurs résultats selon le besoin. Par exemple, les membres du COG ont accès à l'information que le COG possède, y compris les résultats de ses activités de recherche. Toutes les institutions pertinentes participent à des tribunes techniques et contribuent à des mécanismes de partage de l'information comme le MDEP. La CCSN diffuse aussi des renseignements par l'entremise du Groupe des cadres supérieurs des organismes de réglementation – CANDU.

Annexe 9c) – Programmes d’information publique des titulaires de permis de centrale nucléaire

Les programmes d’information publique des titulaires de permis comprennent habituellement les éléments suivants :

- des énoncés de politique en matière « d’engagement à l’égard de l’ouverture » afin de cerner les régions cibles clés autour de la centrale nucléaire
- la publication d’information relative au passage d’étapes importantes et de nouvelles concernant l’exploitation, afin d’attirer l’attention des médias
- la distribution de brochures trimestrielles dans les résidences de la région afin de fournir des mises à jour aux collectivités
- une liste des parties intéressées afin de leur fournir toutes les publications clés de l’entreprise et des mises à jour mensuelles
- un programme visant à tenir des sessions d’information mensuelles à l’intention des parties intéressées
- la présentation de mises à jour régulières aux conseils de comté ainsi qu’aux politiciens aux niveaux municipal, provincial et fédéral
- le programme de relations externes du centre des visiteurs (public en général, publicité, information, écoles)
- des journées portes ouvertes annuelles traitant du rendement annuel
- un programme consacré aux affaires autochtones
- des moyens de communication avec les employés
- des portails dans les bibliothèques locales mettant des informations à la disposition des gens
- des sessions d’information annuelles abordant des sujets pour lesquels le public a manifesté un intérêt
- des sondages auprès du public et des groupes de concertation afin de recueillir des renseignements sur l’opinion publique
- un site Web corporatif mis à jour fréquemment, afin d’afficher des communiqués à l’intention des médias, de rendre disponibles des renseignements d’intérêt public et de fournir au public de l’information détaillée sur certains thèmes relatifs à l’utilisation de l’énergie nucléaire

Par exemple, OPG a mené au cours de la période de référence un programme de relations externes exhaustif portant sur le projet de construction d’une nouvelle centrale nucléaire à Darlington. Les activités de relations externes qu’OPG a complétées comprennent :

- l’envoi régulier de bulletins d’information à plus de 95 000 résidences et entreprises de Clarington et Oshawa
- la tenue de réunions régulières du Comité de partage d’information au sujet de la planification de l’infrastructure pour Darlington concernant d’autres projets prévus pour la région sud de Clarington (ce comité a été remplacé par le Groupe de travail sur la gestion de la circulation)
- des mises à jour régulières (lettres ou séances d’information) au conseil régional de Durham et aux conseils municipaux de Clarington et Oshawa

- des mises à jour régulières aux comités de collectivité en place (Comité de santé nucléaire de Durham, Comité de planification du site de Darlington, Comité consultatif communautaire de Pickering) ainsi qu'à d'autres parties intéressées
- la tenue d'événements à l'intention des communautés des Premières Nations et des Métis afin de discuter de la mise en œuvre de la politique d'OPG concernant les relations à leur égard

OPG se conforme à une « Entente avec les municipalités d'accueil » qu'elle a signée avec la municipalité de Clarington relativement au projet de construction d'une nouvelle centrale nucléaire à Darlington et poursuit des pourparlers avec la municipalité régionale de Durham relativement à une telle entente.

En soutien à sa demande d'acceptation, dans le cadre de sa demande de permis pré-construction, de sa décision relative à l'évaluation des différentes alternatives de refroidissement du condenseur principal dans le cas du projet de construction d'une nouvelle centrale nucléaire à Darlington (pour des renseignements techniques, voir l'annexe 17), OPG a entrepris un programme à grande échelle visant la participation des parties intéressées. Le but de ce programme est de fournir au public et aux parties intéressées des renseignements au sujet de l'évaluation de la meilleure technologie disponible et viable économiquement et de ses résultats, pour qu'ils soient informés et au courant des plans d'OPG. Ce programme visait également à offrir au public et aux parties intéressées l'occasion de participer à l'évaluation en examinant et confirmant les données servant de fondement à l'évaluation et confirmant l'exactitude des hypothèses utilisées dans l'évaluation des attributs.

OPG continue de maintenir en place un site Web sur le projet de construction d'une nouvelle centrale nucléaire à Darlington et y a affiché son *Protocole sur la divulgation et la transparence de l'information publique* en janvier 2013.

Annexe 10a) – Politique de sûreté des centrales nucléaires

Tel que mentionné à l'article 10, chacun des exploitants de centrale nucléaire au Canada a établi que la sûreté occupait une place prépondérante dans le cadre de son système de gestion.

Chacune des organisations titulaires de permis a adopté une approche différente pour démontrer la priorité qu'il accorde à la sûreté, certains choisissant d'énoncer les principes de sûreté de haut niveau de leur organisation dans une politique consacrée exclusivement à la sûreté nucléaire.

Par exemple, on retrouve l'énoncé suivant dans la politique d'OPG en matière de sûreté nucléaire :

Pour toutes les activités effectuées en soutien aux installations nucléaires d'OPG, la sûreté nucléaire aura la priorité prépondérante. La sûreté nucléaire aura clairement préséance sur le calendrier, les coûts et la production.

Cette politique indique que le chef de l'exploitation nucléaire rend compte au premier dirigeant et au conseil d'administration de la mise en place d'un système de gestion qui fait la promotion de la priorité prépondérante de la sûreté nucléaire.

L'assurance d'une saine culture de sûreté nucléaire fait partie du système de gestion de Bruce Power (qui est décrit à l'annexe 13a)), en tant qu'objectif et moyen d'atteindre des normes d'excellence de haut niveau. La politique de Bruce Power en matière de sûreté comprend l'énoncé suivant :

À tous les niveaux de l'organisation, le personnel considère que la sûreté nucléaire de la centrale constitue la priorité prépondérante. Cette priorité sert de fondement à ses décisions et à ses tâches et il fait un suivi pour s'assurer que les questions de sûreté nucléaire reçoivent une attention appropriée. L'environnement de travail ainsi que les attitudes et le comportement du personnel reflètent et font la promotion d'une culture de sûreté. Bruce Power devra s'assurer que la sûreté du réacteur occupe la place prépondérante dans ses décisions et ses activités opérationnelles et, à titre d'exploitant d'une centrale nucléaire, elle reconnaît que son objectif fondamental en matière de sûreté nucléaire est la protection du public, du personnel sur le site et de l'environnement en mettant en place et en maintenant des mesures efficaces de protection contre les risques radiologiques.

La politique de Bruce Power en matière de sûreté nucléaire comporte des clauses supplémentaires relatives au maintien des marges de sûreté et de la défense en profondeur ainsi qu'aux analyses de la sûreté.

Dans le cas de Gentilly-2, la politique d'Hydro-Québec en matière de sûreté nucléaire contient un énoncé décrivant les valeurs et objectifs de haut niveau, y compris un ensemble de principes à l'appui:

La direction Production nucléaire s'engage à accorder la plus haute priorité à la sûreté de la centrale de Gentilly-2. Cet engagement est supporté par l'application des énoncés suivants :

- Chaque employé est personnellement responsable de la sûreté.
- Les dirigeants démontrent leur engagement face à la sûreté.
- La confiance et la transparence prévalent dans l'organisation.
- La prise de décisions reflète la priorité accordée à la sûreté.
- La technologie nucléaire est reconnue comme spéciale et unique.

L'attitude interrogatoire est valorisée.
L'organisation recherche l'amélioration continue.
La sûreté fait l'objet d'un examen continu.
Les employés, les partenaires et les fournisseurs respectent les exigences liées à la sûreté nucléaire.

À la centrale de Point Lepreau, le premier énoncé sur les engagements de la direction que l'on retrouve dans le *Manuel de gestion du nucléaire*, document d'ENNB du plus haut niveau relatif à la gestion de cette centrale, est :

Énergie nucléaire NB s'engage à exploiter la centrale de Point Lepreau de manière sûre, fiable et efficace.

La mission de l'organisation est formulée de la façon suivante:

Exploiter la centrale de Point Lepreau afin de produire de l'électricité de manière sûre...

La première des valeurs fondamentales de l'organisation est formulée comme suit :

La sécurité avant tout – Nous reconnaissons que les exigences sur le plan de la sûreté liées au réacteur nucléaire sont uniques et nous les prenons au sérieux. Nous nous sommes engagés à assurer la sécurité des employés et du public.

En outre, le *Manuel de gestion nucléaire* débute par l'énoncé suivant :

Notre système de gestion représente une intégration de la culture et d'activités inter-reliées qui servent à la direction et à l'exécution des travaux. Il comprend la gestion du personnel et le soutien qui lui est fourni afin qu'il soit apte à mettre en œuvre les processus documentés du système de gestion de sorte que les objectifs de rendement soient toujours atteints de manière sûre et efficace.

Les responsabilités des employés sont décrites dans les documents du système de gestion de même que dans le document de la centrale intitulé *Directives relatives aux attentes et pratiques en matière d'exploitation*.

Annexe 11.2a) – Exigences relatives à l’effectif minimal et aux qualifications des travailleurs

Un ensemble hiérarchisé de lois et de règlements précise les exigences s’appliquant au personnel chargé d’activités critiques sur le plan de la sûreté. Ces documents englobent les questions d’effectif, de qualification et de formation de ce personnel.

La Commission peut délivrer un permis seulement aux demandeurs qui possèdent les compétences nécessaires pour exploiter la centrale nucléaire et qui vont préserver la santé et sécurité des personnes et protéger l’environnement de façon adéquate.

Le fondement légal des exigences relatives à l’accréditation, aux qualifications, à la formation et aux examens du personnel se trouve dans la LSRN. De plus, le *Règlement général sur la sûreté et la réglementation nucléaires* précise que les titulaires de permis doivent :

- a) veiller à ce qu’il y ait suffisamment de travailleurs qualifiés pour exercer l’activité autorisée en toute sécurité et conformément à la loi, à ses règlements et au permis
- b) former les travailleurs pour qu’ils exercent l’activité autorisée conformément à la loi, à ses règlements et au permis

Le *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I* stipule que tout demandeur de permis de construction, d’exploitation ou de déclassement d’une installation doit fournir les renseignements pertinents sur les qualifications, la formation et l’expérience de tout travailleur appelé à participer à l’exploitation ou l’entretien de la centrale nucléaire.

Les exigences suivantes, citées dans chacun des permis d’exploitation de centrale nucléaire, portent sur l’effectif ainsi que sur la qualification et la formation du personnel :

- le nombre suffisant de personnes qualifiées (effectif minimal par quart) qui doivent être présentes en tout temps, de sorte à pouvoir exploiter la centrale nucléaire de manière sûre (ceci inclut la présence d’un nombre suffisant de personnes qualifiées pour s’assurer d’une capacité d’intervention adéquate en cas d’urgence; l’effectif minimal par quart est stipulé dans les documents du titulaire de permis)
- la présence en tout temps d’un nombre suffisant de personnes accréditées pour occuper les postes suivants, sauf disposition contraire approuvée par écrit par la CCSN. Ces postes varient selon la conception des centrales nucléaires :
 - opérateur de salle de commande (dans toutes les centrales nucléaires, un opérateur de salle de commande doit être présent en tout temps aux panneaux de chaque tranche en salle de commande)
 - opérateur accrédité de la tranche 0 (aux centrales de Bruce-A, de Bruce-B et de Darlington)
 - chef de quart et superviseur de quart des centrales nucléaires à tranches multiples
 - chef de quart des centrales à tranche unique
- un spécialiste d’expérience en radioprotection et accrédité doit être nommé
- le personnel accrédité doit répondre aux exigences d’accréditation pertinentes à leur poste, tel que stipulé dans le document RD-204 de la CCSN, *Accréditation des personnes qui travaillent dans des centrales nucléaires* qui est cité dans les permis d’exploitation des centrales nucléaires actuelles

Annexe 11.2b) – Processus de planification de la main-d'œuvre

Tous les titulaires de permis ont mis en place des processus pour s'assurer qu'ils disposent en tout temps des ressources et de l'équipement nécessaires pour réaliser les activités prévues et faire face aux événements imprévus. À titre d'exemple, les informations suivantes ont été présentées à la CCSN en 2009 à l'appui d'une demande de renouvellement de permis soumise par Bruce Power.

En 2004, une analyse de plusieurs travaux en cours au site de Bruce a été effectuée afin de déterminer le nombre de tâches ainsi que le temps requis et les habiletés particulières requises pour les réaliser. Ceci est venu en complément au travail déjà réalisé par la division de formation de Bruce Power qui, en coopération avec les unités de la structure hiérarchique, a déterminé les qualifications particulières requises pour effectuer certaines tâches de même que le niveau de compétence des employés assignés à ces domaines de travail. Bruce Power disposait ainsi d'une évaluation du nombre d'employés requis pour réaliser les programmes en cours. D'autres analyses réalisées depuis avec l'aide de conseillers externes offrent à Bruce Power une vue globale des améliorations pouvant être apportées afin d'optimiser sa main-d'œuvre. Cette information a été utilisée pour élaborer un processus de planification des ressources qui est examiné chaque année dans le cadre du cycle de planification des activités.

Le processus de planification de la main-d'œuvre utilise cette information pour effectuer un exercice de séparation des talents par secteur d'activités et il détermine les niveaux de dotation critiques particuliers à chaque emploi dans l'ensemble de l'entreprise, ainsi que l'effectif régulier (par ex., exigences) pour les postes correspondants. Cette information sert ensuite à formuler des hypothèses opérationnelles dans le cadre d'activités futures de planification portant sur les niveaux de dotation. Plusieurs hypothèses opérationnelles sont également utilisées en comparaison au nombre d'employés actuels et aux objectifs de dotation pour chaque emploi afin d'élaborer un plan quinquennal d'embauche visant à atténuer le risque lié à des postes critiques. Un modèle d'attrition est utilisé pour prédire les départs à la retraite et les mouvements de personnel sur le site, se fondant sur des tendances historiques de ces retraites et mouvements, sur des sondages au sujet de la retraite, sur les compétences disponibles à l'intérieur et à l'extérieur de l'organisation et des évaluations du risque (analyses de l'environnement) à l'égard de facteurs internes et externes. De plus, le temps requis pour qualifier une personne (p. ex. recrutement et formation) a été déterminé pour chacun des postes critiques (y compris le personnel accrédité) et sert de fondement pour l'embauche au préalable avant que le titulaire d'un poste ne le quitte définitivement. Ceci permet de s'assurer que les connaissances critiques pour la mission peuvent être documentées et transférées à un nouvel employé et que Bruce Power maintient un nombre adéquat d'employés dans les postes requis pour exploiter de manière sûre ses centrales nucléaires.

Le processus de planification de la main-d'œuvre de Bruce Power permet d'apporter des ajustements en continu au plan de la main-d'œuvre, celui-ci étant traité comme un document en évolution qui doit répondre aux exigences opérationnelles. Des membres de la haute direction examinent également, toutes les deux semaines, l'état des activités de planification de la main-d'œuvre de Bruce Power et d'autres rapports critiques.

Cette expérience, ces connaissances et ces examens en continu sont maintenant utilisés pour réaliser une analyse des écarts entre les niveaux de dotation actuels et les niveaux futurs optimaux. Lors des réunions annuelles de planification des activités, les cadres supérieurs et les gestionnaires de haut niveau réconcilient les besoins des programmes actuels de travail et le modèle de la main-d'œuvre à long terme de Bruce Power afin de déterminer les niveaux de dotation appropriés pour l'ensemble du site au cours de chacune des années de la période de planification. En conclusion, Bruce Power dispose de plans pour s'assurer que les programmes actuels sont réalisés, tout en mettant en œuvre des stratégies d'amélioration pour se conformer au modèle de la main-d'œuvre envisagé pour le futur et atteindre les niveaux de dotation qu'elle a définis.

Annexe 12a) – Responsabilités en matière de rendement humain aux centrales nucléaires

Dans le cadre de son système de gestion, chaque titulaire de permis adopte une philosophie organisationnelle et de gestion qui fait appel à une approche hiérarchique pour tenir compte du rendement humain. Entre autres :

- la responsabilité première en matière de rendement humain revient à chaque personne
- la responsabilité de surveiller et rectifier les problèmes de rendement humain incombe aux cadres de premier niveau
- la direction définit les résultats attendus et fournit les équipements et les outils qui aideront au rendement humain
- les unités n'appartenant pas à la structure hiérarchique offrent une surveillance indépendante du rendement humain

La priorité que chaque titulaire de permis accorde à la sûreté, y compris l'attention qu'il porte à la culture de sûreté (abordées à l'article 10), sont des éléments critiques de cette approche hiérarchique. Une ligne hiérarchique et des voies de communication bien délimitées sont établies dans l'ensemble de l'organisation afin que chacun des employés soit conscient de ses responsabilités en matière de sûreté nucléaire. Au niveau individuel, l'accent est mis sur la responsabilisation et l'engagement dont doit faire preuve chaque employé qui participe à une activité ayant un impact sur la sûreté de la centrale nucléaire. Afin de réduire au minimum l'incidence des erreurs humaines, il faut que chacun reconnaisse et comprenne bien ces responsabilités en matière de sûreté, et qu'il n'hésite pas à remettre les choses en question et à s'auto-évaluer.

Afin de minimiser les possibilités d'erreurs, tout le personnel reçoit une formation sur les techniques de prévention des erreurs. Ces techniques comprennent des vérifications multiples des tâches et des activités, l'adoption d'un comportement favorisant la prévention des erreurs et l'utilisation d'outils tels que les communications en trois étapes, une attitude propice à la remise en question, les auto-évaluations, les séances d'information avant et après les travaux, l'utilisation des procédures et la conformité à celles-ci ainsi que l'approbation des travaux par des personnes qualifiées. Des protocoles de communication et moyens de communication fiables sont établis entre la salle de commande et le personnel d'exploitation qui se trouve dans des endroits éloignés de la centrale nucléaire afin de faciliter l'exécution d'interventions manuelles. Autant que possible, les titulaires de permis demandent une vérification indépendante des mesures prises ou une évaluation préalable à la fin des tâches (p. ex. les vérifications de l'harmonisation des systèmes et les essais effectués après des manœuvres ou des travaux d'entretien sur les systèmes). Ceci permet de réduire au minimum le nombre d'erreurs et constitue une étape essentielle de l'atténuation du risque d'erreurs humaines.

Au nombre des rôles et responsabilités de la direction en matière de rendement humain, figurent :

- une communication claire des attentes en matière de rendement humain, au moyen de politiques et de procédures
- la mise en place d'une organisation efficace, où les responsabilités et pouvoirs sont bien définis et bien compris
- l'embauche d'un nombre suffisant de travailleurs qualifiés
- l'élaboration de procédures logiques pour définir clairement les tâches liées à la sûreté

- l'amélioration des procédures de façon continue en y incorporant les leçons tirées de l'expérience
- la prestation, à l'intention des employés, des services de formation et de sensibilisation nécessaires pour mieux faire ressortir tout aussi bien les raisons justifiant les pratiques et procédures établies en matière de sûreté que les conséquences de manquements, de la part des travailleurs, à cet égard
- la fourniture d'installations, d'outils et de matériel suffisants et appropriés, et de personnel de soutien
- la tenue d'auto-évaluations afin de promouvoir l'amélioration continue
- la prise de mesures visant à s'assurer qu'on tient compte de façon systématique des facteurs humains dans toute nouvelle conception ou modification aux installations actuelles
- l'ajout de niveaux supplémentaires de surveillance, indépendants de la structure hiérarchique, pour évaluer le rendement humain

De plus, chaque échelon de la direction est investi d'un niveau d'autorité déterminé, défini dans la LCE (voir les alinéas 9b), 19(ii) et 19(iii)) et d'autres documents. Les gestionnaires devraient posséder une vision claire de ce qu'ils peuvent approuver et de ce qu'ils doivent soumettre à un supérieur hiérarchique. Les erreurs sont réduites au minimum en exigeant de toute personne qui approuve un document ou une activité qu'elle veille à ce que sa décision soit cohérente et conforme :

- à la limite des pouvoirs dévolus au poste qu'elle occupe
- aux exigences externes (les lois, les règlements et le permis, par exemple) et internes (la LCE, le rapport d'analyse de la sûreté et le manuel d'AQ, par exemple) pertinentes
- aux pratiques en matière d'exploitation et d'entretien
- aux hypothèses de conception et à son intention inhérente

Il revient aux cadres de premier niveau de surveiller le rendement humain et de corriger les problèmes dans ce domaine. La principale méthode utilisée à cette fin est l'observation directe des activités de planification et de préparation préalables, d'exécution et de fin des travaux. L'échange de l'information et la communication des problèmes, tant vers le haut que vers le bas de la ligne hiérarchique, ainsi que l'incitation fournie aux employés afin qu'ils admettent leurs erreurs, constituent des éléments importants de la détection et de la correction des erreurs humaines.

Un programme structuré d'observation et d'encadrement est offert aux gestionnaires afin de les aider à concentrer leurs activités d'observation sur les aspects pouvant avoir le plus grand impact. Ce programme comprend également des lignes directrices au sujet des approches efficaces et non conflictuelles pouvant être adoptées pour communiquer avec les employés au moment de fournir une rétroaction sur leur rendement, que celui-ci réponde ou non aux normes.

Annexe 12b) – Ingénierie des facteurs humains appliquée à la conception et aux modifications des centrales nucléaires

Dans l'ensemble des entreprises du secteur nucléaire au Canada, l'ingénierie des facteurs humains (IFH) est utilisée pour les nouvelles conceptions, de la phase conceptuelle jusqu'aux dernières étapes détaillées de la conception et au cours des phases de construction et de mise en service. Dans le cas des centrales nucléaires en exploitation, l'IFH s'applique aux activités d'exploitation, d'entretien et de déclassement et elle est également intégrée à l'élaboration des procédures et au processus de contrôle de toute modification.

Une approche rigoureuse en matière d'IFH est suivie pour les sujets suivants : les composants des interfaces homme-machine, la disposition de l'équipement, l'habitabilité des salles de commande, la conception des affichages en salle de commande ainsi que la conception des panneaux et des annonces.

Un processus systématique est défini, documenté et mis en œuvre afin d'intégrer les facteurs humains au processus de conception. Des plans de programme d'ingénierie des facteurs humains sont élaborés afin de cerner les activités d'IFH. Ces plans sont fondés sur les exigences réglementaires, sur les normes et meilleures pratiques internationales ainsi que sur l'expérience acquise lors de l'application de l'IFH aux projets antérieurs de conception de réacteur CANDU tout au long de l'évolution de la technologie CANDU. Ils sont ensuite mis en œuvre pour s'assurer que la conception réalisée est compatible avec les capacités et limites humaines et que l'exploitation et l'entretien des systèmes et de l'équipement peuvent être effectués de manière sûre et efficace quels que soient l'état des systèmes et les conditions de fonctionnement prévus. Des rapports sommaires en matière d'IFH sont préparés afin de documenter les résultats du processus des facteurs humains.

Le plan relatif au programme d'IFU et ayant trait aux aspects de conception d'un projet de réfection comprend les 11 éléments suivants (tirés du document NUREG 0711, *Human Factors Engineering Program Review model* publié par l'USNRC) :

- gestion du programme d'IFU
- examen de l'OPEX
- analyse des exigences fonctionnelles et répartitions des fonctions
- analyse des tâches
- dotation et qualification
- analyse de la fiabilité humaine
- conception des interfaces homme-machine
- élaboration des procédures
- élaboration des programmes de formation
- vérification et validation des facteurs humains
- mise en œuvre de la conception (intégration)

En plus de fournir des données pour la conception, les facteurs humains sont aussi pris en compte au moment d'examiner la sûreté des installations, d'évaluer la capacité de les construire, les exploiter et d'en effectuer l'entretien ainsi que d'élaborer les procédures, les instructions et les activités de formation.

Annexe 13a) – Exemple d'un système de gestion d'une centrale nucléaire

Cette annexe décrit, à titre d'exemple, le système de gestion de Bruce Power.

La sûreté nucléaire est un facteur dont Bruce Power tient compte de façon prioritaire. Son système de gestion doit donc appuyer la mise à niveau et l'amélioration de la culture de sûreté et l'atteinte de sommets en matière de sûreté et de rendement opérationnel. Le système de gestion de Bruce Power (SGBP) a été conçu de sorte à s'assurer que son équipe de direction peut atteindre les résultats prévus de manière constante et répondre aux attentes des parties intéressées dont la CCSN, le public, les actionnaires et les employés. Il donne l'assurance que Bruce Power répond aux exigences stipulées dans ses permis d'exploitation et dans les codes et normes pertinents ainsi qu'aux exigences légales et opérationnelles.

Bruce Power est une entreprise du secteur privé oeuvrant dans le cadre d'un marché d'électricité compétitif. À ce titre, elle a une obligation envers ses actionnaires de gérer ses affaires pour promouvoir l'optimisation et l'expansion, afin d'assurer la viabilité de l'entreprise tout en continuant à accroître les avoirs des actionnaires. Bruce Power doit également agir à titre de titulaire de permis d'installations nucléaires en exploitation, dans le cadre d'un environnement étroitement réglementé. La gestion des activités dans un tel environnement nécessite de mettre en place un ensemble tout en englobant de mesures de contrôle interne que l'on retrouve dans des politiques, programmes et procédures.

Le premier dirigeant de Bruce Power est le parrain du SGBP et il s'engage à ce que l'entreprise se conforme à ses exigences. On s'attend à ce que les membres de la direction, les gestionnaires et le personnel s'engagent, individuellement et collectivement, à mettre en œuvre le SGBP et qu'ils se conforment à ses exigences et principes. Il est essentiel de définir clairement qui sont les parrains, quelles sont les responsabilités et l'autorité des intervenants ainsi que de quoi ils sont redevables. Le SGBP donne cette information et la renforce en appliquant un modèle comprenant gouvernance, surveillance, soutien et exécution.

Le SGBP a été conçu de façon à couvrir la totalité des activités de Bruce Power (pas seulement celles entrant sous la juridiction d'un organisme de réglementation). Il permet de se conformer aux exigences et normes que Bruce Power a adoptées, soit volontairement ou comme conditions de faire affaire au Canada et en Ontario, ainsi qu'à celles découlant d'une loi, d'un règlement ou d'une convention.

La norme N286-05 de la CCSN, *Exigences relatives aux systèmes de gestion des centrales nucléaires* a servi de norme principale de référence pour la conception du SGBP. La structure de celui-ci comprend les cinq éléments suivants fondés sur les principes dans le document N286 de la CSA et le cycle planification-exécution-vérification-action :

- la direction stratégique
- les politiques, programmes et processus de contrôle
- la gestion des processus
- la planification des activités et le suivi des résultats
- les compétences en leadership et les responsabilités organisationnelles

Le SGBP s'applique à l'ensemble des activités de l'entreprise, quel que soit l'endroit où les installations gérées par celle-ci sont situées. Il a été conçu avec suffisamment de flexibilité pour

s'assurer qu'il puisse être adapté pour tenir compte de l'évolution des activités. Le SGBP est examiné, évalué et révisé périodiquement. Ses processus sont évalués régulièrement afin de cerner les lacunes et de déceler des possibilités d'amélioration, tenant compte des auto-évaluations, des examens des bonnes pratiques d'autres organisations et de l'évolution des normes.

De par sa conception, le SGBP contribue de façon importante à établir une culture de sûreté nucléaire contribuant à assurer la sûreté du réacteur, la sécurité industrielle, la radioprotection ainsi que la protection de l'environnement. Il donne également des orientations pour la prise de décisions en fonction du risque qui permet d'atteindre l'équilibre voulu entre le rendement en matière de sûreté, le rendement commercial, la réputation de l'entreprise et d'autres exigences de rendement. Aucun élément du SGBP n'est traité indépendamment; tous ses éléments sont inter-reliés et interdépendants. Une approche graduelle est suivie dans l'ensemble du SGBP. Dans quelle mesure les exigences du système de gestion sont appliquées reflète l'importance que revêt l'activité pour répondre aux exigences relatives à la sûreté, à la santé, à l'environnement, à la sécurité, à la qualité, à la rentabilité et à d'autres domaines opérationnels. Lorsqu'une approche graduelle est utilisée, celle-ci est documentée, la sûreté devant constituer le facteur prépondérant pour la prise de décisions et la détermination des mesures à prendre. Le SGBP décrit comment les objectifs de rendement sont établis et mis en œuvre.

En ce qui concerne le SGBP, Bruce Power est en voie d'atteindre une approche pleinement intégrée et fondée sur des processus qui prend en compte tous les éléments de ses activités, y compris la sûreté, la santé, l'environnement, la sécurité, la qualité, la rentabilité, en ayant en place un cadre unique pour agencer les processus nécessaires pour atteindre les buts de l'organisation.

Annexe 13b) – Mise à jour des mesures d'assurance de la qualité pour les travaux sur les enveloppes sous pression

Les rapports précédents du Canada décrivent les progrès réalisés par les titulaires de permis à l'égard de la mise en œuvre de mesures des programmes d'AQ avant l'obtention des attestations appropriées pour effectuer des travaux sur les enveloppes de pression. Entre-temps, le personnel de la CCSN a restreint certains aspects de leur autorisation d'exécuter des travaux sur les enveloppes de pression et/ou les a obligés à sous-traiter les travaux de fabrication à des entrepreneurs autorisés. Les paragraphes qui suivent décrivent l'état actuel de la situation en ce qui concerne la délivrance de certificats d'autorisation aux titulaires de permis de centrale nucléaire afin de leur permettre d'effectuer des travaux sur les enveloppes sous pression.

Dans le cas des centrales de Bruce-A et de Bruce-B, l'autorité compétente de l'Ontario émet à Bruce Power des certificats d'autorisation multiples qui sont maintenus par l'entremise de son programme d'assurance de la qualité des enveloppes sous pression. Ces certificats ont été renouvelés pour une période de trois ans en avril 2010, et à nouveau en 2013 après une évaluation à des fins de renouvellement de la certification. Dans le cadre de projets majeurs, dont ceux liés au redémarrage des tranches 1 et 2, Bruce Power a également continué à faire appel à des services d'entrepreneurs possédant les certificats appropriés. En 2009, l'organisation de Bruce Power responsable de la gestion des projets concernant les tranches 1 et 2 a obtenu de l'autorité compétente de l'Ontario des certificats supplémentaires pour exécuter certaines activités de fabrication et de construction, nucléaires et non nucléaires. Ces certificats ont expiré en 2013, à la fin du projet.

En 2004, OPG a soumis une demande de certificats d'autorisation pour effectuer des travaux sur les enveloppes sous pression (réparations, remplacements, modifications et fabrication des enveloppes sous pression, nucléaires et non nucléaires). L'autorité compétente de l'Ontario a alors déterminé qu'OPG avait répondu avec succès aux nouvelles exigences ayant trait à ses programmes d'AQ. Elle a subséquemment attribué à chacun des sites à Pickering et Darlington neuf certificats d'autorisation qui tiennent compte de la diversité dans la portée des travaux.

En septembre 2012, Hydro-Québec a mis en œuvre à la centrale de Gentilly-2 un nouveau programme d'AQ portant sur les systèmes et composants sous pression. À la fin de la période de référence, Hydro-Québec tenait des sessions d'information sur ce nouveau programme. Une vérification des nouveaux processus internes aura lieu au cours du troisième trimestre de 2013. Hydro-Québec a également reçu de l'autorité compétente provinciale des certificats d'autorisation multiples qui sont maintenus par l'entremise de son programme d'AQ des enveloppes sous pression.

Au cours de la période de référence, l'organisme d'inspection autorisée a évalué le programme d'AQ d'ENNB portant sur les enveloppes sous pression à la centrale de Point Lepreau afin de confirmer qu'il était conforme aux différents aspects des exigences et il a attribué un certificat d'enregistrement à l'exploitant de la centrale. Le programme a également été mis à jour au cours de cette période pour refléter les exigences de la version 2007 du code ANSI/NB 23.

Annexe 14(i)c) – Renseignements détaillés sur les analyses déterministes de la sûreté

Contenu des rapports d'analyse de la sûreté des centrales nucléaires actuelles

Le rapport d'analyse de la sûreté est habituellement divisé en trois parties, chacune d'elles abordant un aspect différent de la centrale nucléaire.

La première partie contient une introduction, une description générale de la centrale, et une description détaillée de l'emplacement. Habituellement, la description de l'emplacement dans cette partie comprend les points suivants :

- une description générale
- les caractéristiques géographiques et les espaces servant à des fins récréatives et commerciales ainsi que des renseignements tels que la distribution de la population
- les conditions météorologiques
- les conditions hydrologiques
- les conditions géologiques et sismologiques

La deuxième partie contient une description des systèmes et composants à un niveau de détails suffisant pour pouvoir comprendre les interactions entre les différents systèmes et pour permettre d'assimiler les renseignements sur les analyses d'accidents qui se trouvent dans la troisième partie. Les différentes sections de la deuxième partie englobent habituellement les points suivants :

- la philosophie de sûreté qui a servi à la conception
- les critères de conception
- les structures
- le réacteur
- les systèmes fonctionnels du réacteur
- les systèmes spéciaux de sûreté et les systèmes liés à la sûreté
- les instruments et les dispositifs de contrôle-commande
- les systèmes électriques
- le turbo-alternateur et ses systèmes auxiliaires
- le combustible et les systèmes de manutention du combustible
- les systèmes auxiliaires
- la radioprotection
- la gestion des déchets

La troisième partie du rapport relate de façon détaillée l'analyse des accidents effectuée pour la centrale nucléaire. Elle comprend les analyses de chacun des accidents de dimensionnement afin de démontrer que les objectifs de conception en matière de sûreté sont atteints dans chacun des cas d'accident hypothétique. La troisième partie comprend habituellement les points suivants :

- les événements déclencheurs
- les défaillances du système de manutention du combustible
- les défaillances des systèmes électriques
- les défaillances des dispositifs de contrôle-commande
- les petites pertes de caloporteur
- les grosses pertes de caloporteur

- les pertes de caloporteur à l'extérieur de l'enceinte de confinement
- les défaillances du système d'eau d'alimentation
- les défaillances des systèmes de vapeur
- les défaillances du système de refroidissement en temps d'arrêt, du système de refroidissement des boucliers et du système du modérateur
- les défaillances des systèmes de sûreté auxiliaires
- les incidents causés par des causes communes telles que :
 - tremblement de terre de dimensionnement
 - rupture d'une turbine
 - tornade de dimensionnement
 - explosion de dimensionnement causée par un convoi ferroviaire
 - fermeture intempestive des vannes d'isolation des boucles du circuit caloporteur
 - déversement ferroviaire de produits toxiques de dimensionnement
 - incendies à l'interne
- les catégories d'événement
- une description des principaux modèles informatiques

Exemples d'améliorations apportées aux analyses déterministes de la sûreté

Au cours de la période de référence, Bruce Power a mis à jour son analyse de la sûreté afin de prendre en compte les effets du vieillissement du circuit caloporteur primaire. Tel que mentionné à l'alinéa 14(i)c), Bruce Power a révisé l'analyse des événements de perte de débit à la centrale de Bruce-A afin de se conformer aux nouvelles exigences dans le document RD-310, *Analyses de la sûreté pour les centrales nucléaires* et pour tenir en même temps compte de ce vieillissement. Elle a également mis à jour son analyse d'une grosse perte de caloporteur survenant en même temps qu'une perte du système de refroidissement d'urgence du coeur. Pour cette dernière analyse, Bruce Power a tenu compte des effets du vieillissement et a utilisé des méthodes de la meilleure estimation pour déterminer des sources termes crédibles pour l'hydrogène et les produits de fission. Bruce Power a incorporé aux mises à jour des rapports d'analyse de la sûreté des centrales de Bruce-A et de Bruce-B les conséquences limitatives au niveau des doses dans le cas de cet accident à défaillance double.

Bruce Power a également mis à jour les descriptions de la partie 1 (description de la centrale et de l'emplacement) et de la partie 2 (systèmes et composants de la centrale) du rapport d'analyse de la sûreté de la centrale de Bruce-A pour y refléter les nombreuses modifications apportées aux tranches 1 et 2 de cette centrale au cours de leur réfection.

OPG a analysé à nouveau les accidents de dimensionnement suivants au cours de la période de référence, prenant en compte les effets du vieillissement du réacteur :

- Perte de régulation – une nouvelle méthode d'analyse des surpuissances neutroniques (dans laquelle la modélisation et les incertitudes opérationnelles sont calculées formellement) a été utilisée pour confirmer que les marges de sûreté dans le cas des scénarios de perte de régulation demeurent acceptables.
- Perte de débit et petite perte de caloporteur – les cas d'accident comportant de telles pertes ont de nouveau été analysés pour y inclure la modélisation tenant compte de l'âge avancé des tubes de force dans les canaux de combustible. Les résultats indiquent que le vieillissement entraîne une incidence négative sur les marges de sûreté, mais petite. OPG

est présentement en voie d'apporter, au besoin, des modifications pour restaurer les marges en cause.

OPG a également utilisé des méthodes de la meilleure estimation (comportant un temps plus réaliste d'ouverture de la brèche) et des méthodes d'analyse des prévisions les plus probables et des incertitudes pour démontrer que les conséquences d'une grosse perte de caloporteur demeurent acceptables et sont en fait moins graves que prévues auparavant.

Les titulaires de permis de centrale nucléaire ont effectué, ou prévoit effectuer, des analyses déterministes portant sur des cas représentatifs d'accident entraînant des dommages graves au coeur, tel que décrit à l'alinéa 14(i)c). OPG a également analysé des accidents graves afin de prévoir l'impact sur la production d'hydrogène qu'aura la mise en place de recombineurs d'hydrogène auto-catalytiques passifs.

Annexe 14(i)d) – Situation à chaque centrale nucléaire concernant les études probabilistes de sûreté

Les titulaires de permis des centrales nucléaires actuelles mettent présentement à jour, ou ont déjà mis à jour, leurs études probabilistes de sûreté (EPS) afin de se conformer aux exigences du document S-294 de la CCSN, *Études probabilistes de sûreté (EPS) pour les centrales nucléaires* qui est cité dans leurs permis d'exploitation⁹.

Certains titulaires de permis ont effectué une évaluation de la marge de sûreté en cas de séisme en se fondant sur l'EPS. Ce type d'évaluation procure tous les éclaircissements au niveau de la conception dont on peut s'attendre d'une EPS des séismes, sans que les résultats ne deviennent assujettis aux importantes incertitudes habituellement associées aux données sur les dangers que présente le site. Il suit les mêmes étapes qu'une EPS portant sur les événements sismiques sauf en ce qui concerne le traitement de ces données. Puisque ce type d'évaluation ne tient pas compte explicitement du danger sismique, il ne procure pas une estimation des dommages graves au coeur. Il donne plutôt des résultats tels que la capacité de résister aux séismes et la probabilité de défaillances aléatoires, faisant l'hypothèse qu'un événement sismique se produit. Cette méthode stipule d'utiliser comme tremblement de terre de référence un séisme d'intensité 0,3 g dans le cas de la plupart des centrales à l'est des montagnes Rocheuses, cette intensité étant validée à l'aide de la courbe de la médiane du danger sismique provenant d'une étude de 1984, de sorte qu'elle représente des magnitudes de tremblement de terre pouvant se produire approximativement tous les 10 000 ans.

La principale raison d'effectuer une évaluation de la marge de sûreté en cas de séisme en se fondant sur l'EPS était la grande incertitude entourant le danger sismique. L'expérience découlant des EPS antérieures portant sur les séismes révèle que l'incertitude du danger sismique était le facteur ayant la plus grande incidence sur la fréquence de dommages graves au coeur, et non la capacité des centrales nucléaires de résister aux séismes. Cette conclusion rendait le processus de prise de décisions très difficile. Il a donc été suggéré d'effectuer une évaluation de la marge de sûreté en se fondant sur l'EPS.

Bruce-A et Bruce-B

Les EPS pour les centrales de Bruce-A et de Bruce-B ont été complétées entre 2003 et 2006. Au cours de cette période, Bruce Power a complété des évaluations de la marge de sûreté à la centrale de Bruce-A en se fondant sur l'EPS et en utilisant comme tremblement de terre de référence ceux pouvant se produire tous les 10 000 ans. Dans le cas de la centrale de Bruce-B, la première EPS a été complétée en 1999 et elle a été mise à jour tous les deux ans.

Bruce Power met présentement en œuvre un plan visant à se conformer aux exigences du document S-294. Ce plan comprend ce qui suit :

- l'élaboration de guides sur la méthode pour effectuer des EPS de niveau 1 et 2 et dans le cas des séismes, des incendies, des inondations et des événements externes
- l'achèvement de l'évaluation de la marge de sûreté en cas de séisme en se fondant sur l'EPS, pour les centrales de Bruce-A et de Bruce-B

⁹ EACL a effectué une EPS de niveau 1 et 2 en 2007 et la CCSN l'a acceptée au cours de la période de référence.

- une mise à jour des EPS de niveau 1 et de niveau 2 en utilisant des données propres au site
- l'intégration des EPS de niveau 1 et de niveau 2
- la soumission à la CCSN des modèles servant à l'analyse des événements externes

Bruce Power a complété l'élaboration des méthodes pour effectuer des EPS. Elle met présentement à jour les EPS de niveau 1 des centrales de Bruce-A et de Bruce-B et est en voie de compléter le développement des modèles pour effectuer des EPS de niveau 2 dans le cas où le réacteur est à puissance élevée. D'ici la fin de 2013, elle prévoit intégrer pleinement les modèles servant à effectuer des EPS de niveau 1 et 2 et développer les modèles servant à l'analyse des événements externes. Dans le cadre de sa mise à jour des EPS, Bruce Power élabore également une méthode d'analyse des tornades.

OPG (d'application à Pickering et Darlington)

OPG a élaboré une méthode pour effectuer des EPS de niveau 1 qui s'appliquent aux centrales de Pickering-A et de Pickering-B de même qu'à la centrale de Darlington et celle-ci a été acceptée par la CCSN. De concert avec l'EPRI, elle a élaboré une méthode d'EPS afin d'évaluer les cas d'incendie et d'inondation d'origine sismique à ces trois centrales. Dans le cadre de la mise à jour des EPS aux centrales de Pickering, OPG est également en voie d'élaborer une méthode d'évaluation pour analyser les cas de tornade.

Pickering-A

Une EPS a été complétée en 1995 dans le cas de la centrale de Pickering-A. Cette EPS couvrait les niveaux 1 et 2 dans le cas des événements d'origine interne, les tranches étant soit à puissance élevée ou dans l'état d'arrêt. Une évaluation de la marge de sûreté en cas de séisme a également été évaluée en 1997 dans le cas de la centrale de Pickering-A. L'EPS a été révisée en 2006 au moment de redémarrer les tranches 1 et 4, couvrant à nouveau les niveaux 1 et 2. La partie couvrant le niveau 1 a de nouveau été révisée en 2009 afin d'y refléter les modifications apportées à la conception et les autres changements effectués pour placer les tranches 2 et 3 dans un état de conservation sûr et qui ont une incidence sur les tranches 1 et 4. OPG met présentement à jour l'EPS afin de se conformer au document S-294 et il est prévu que toutes les parties seront complétées d'ici décembre 2014. OPG est également en voie d'effectuer une évaluation de la marge de sûreté en cas de séisme en se fondant sur l'EPS dans le cas de la centrale de Pickering-A, utilisant comme tremblement de terre de référence ceux pouvant se produire tous les 10 000 ans.

Pickering-B

Une EPS a été complétée en 1995 dans le cas de la centrale de Pickering-B. Cette EPS touchait les niveaux 1 et 2 dans le cas des événements d'origine interne, les tranches étant à puissance élevée. Les parties de l'EPS couvrant les niveaux 1 et 2 ont été révisées pour tenir compte des modifications apportées à la conception, des améliorations apportées à la méthode et de l'expérience d'exploitation.

L'EPS de la centrale de Pickering-B a été révisée de manière exhaustive afin de la rendre pleinement conforme au document S-294 et d'y inclure une évaluation de la marge de sûreté en cas de séisme en se fondant sur l'EPS, utilisant comme tremblement de terre de référence

ceux pouvant se produire approximativement tous les 10 000 ans. Ce travail a été complété et les résultats ont été soumis à la CCSN en décembre 2012.

Darlington

Dans le cas de la centrale de Darlington, une EPS a été complétée à la fin des années 1980, pendant les phases de conception et de construction. Une révision provisoire de l'EPS a été effectuée en 2001 afin d'y inclure des modifications de la conception et de prendre en compte l'expérience d'exploitation.

OPG a complété en 2011 une révision complète de l'EPS afin de se conformer au document S-294. Ce travail comprenait :

- une mise à jour de la méthode en fonction des normes du secteur nucléaire et des normes d'application de la réglementation actuelles au Canada, dont le document S-294
- l'ajout des modifications apportées à la conception et la prise en compte de l'expérience d'exploitation
- un élargissement de la portée pour couvrir des évaluations des incendies internes, des inondations internes, des événements sismiques (c'est-à-dire d'EPS sismique) et d'autres événements externes (p. ex. écrasement d'un avion)
- des évaluations couvrant les tranches en d'arrêt et à haute puissance
- des études liées aux niveaux 1, 2 et 3 de l'EPS

Gentilly-2

Une EPS complète n'a pas encore été effectuée dans le cas de la centrale de Gentilly-2. Différentes études probabilistes ont été effectuées dans le cadre de la vérification initiale de la conception de la centrale (appelées matrices de conception de la sûreté), et des modèles de fiabilité ont été élaborés pour différents systèmes importants pour la sûreté. Il n'est plus nécessaire qu'Hydro-Québec fasse une EPS pour la centrale de Gentilly-2 puisque le retrait du combustible est présentement en cours, en prévision d'un déclassement éventuel de la centrale. Cependant, Hydro-Québec a effectué une évaluation de la fiabilité portant sur les dispositions en place pour refroidir de manière sûre le combustible dans la piscine de stockage du combustible usé.

Point Lepreau

Au cours de la période de référence précédente, ENNB avait élaboré des méthodes pour effectuer des EPS couvrant les niveaux 1 et 2, les événements d'origine interne, les inondations internes, les incendies internes et les séismes. Ces méthodes traitaient de cas où le réacteur était en état d'arrêt ou à puissance élevée. Une EPS de niveau 2 a été complétée en 2008 dans le cas de la centrale de Point Lepreau.

ENNB a également réalisé une évaluation de la marge de sûreté en cas de séisme en se fondant sur l'EPS, utilisant comme tremblement de terre de référence ceux pouvant se produire approximativement tous les 10 000 ans.

Au cours de la période de référence, ENNB a mis à jour l'EPS de la centrale de Point Lepreau pour la rendre conforme aux exigences du document S-294. Les séismes et les inondations externes sont parmi les événements évalués à l'aide de méthodes modernes. Les

incendies et les inondations internes d'origine sismique ont également été inclus à l'EPS de niveau 2.

Annexe 14(i)g) – Exemples d'évaluations dans le cadre d'examens intégrés de sûreté liés à la prolongation de la durée de vie des centrales

En 2010, OPG a élaboré un plan de maintien en exploitation afin de documenter les mesures relatives au fondement technique devant être prises afin de justifier la prolongation de manière progressive de la durée de vie des tranches de la centrale de Pickering-B jusqu'à la fin de 2020. Ce plan intègre les améliorations devant être apportées pour régler des questions soulevées par l'EE et l'EIS effectués dans le cas de la centrale de Pickering-B et il est mis à jour chaque année. OPG s'est servie d'une ébauche du document RD-360 de la CCSN, *Prolongement de la durée de vie des centrales nucléaires* afin de déterminer de façon systématique les activités (p. ex. analyses, mises à niveau, études ou modifications) nécessaires pour établir le fondement technique de la prolongation de l'exploitation de la centrale de Pickering-B. Depuis 2011, OPG a complété plus de la moitié des activités apparaissant dans le plan de maintien en exploitation de cette centrale, les mesures toujours à prendre devant être complétées avant que la période de prolongation de la durée de vie de manière progressive ne débute.

OPG a complété en 2012 les analyses techniques nécessaires pour justifier la prolongation de la durée de vie de la centrale de Pickering-B. Les composants qui limitent la durée de vie de cette centrale sont les tubes de force, leur durée de vie nominale théorique étant l'équivalent de 210 000 heures à pleine puissance. L'évaluation a démontré que la durée de vie des tubes de force peut se prolonger jusqu'à l'équivalent de 247 000 heures à pleine puissance. Selon cette évaluation, il est prévu que les tubes de force atteindront la fin de leur durée de vie nominale théorique en 2015, approximativement.

En 2011, OPG a élaboré un plan d'exploitation durable de la centrale de Pickering-B (ainsi que pour la centrale de Pickering-A) qui documente les stratégies, la direction et les mesures choisies pour relever les défis et prendre en compte les contraintes et les risques associés à l'approche de la fin de son exploitation commerciale. Ce plan, également mis à jour sur une base annuelle, décrit les dispositions et les activités requises pour démontrer que le rendement de l'exploitation des centrales au site de Pickering demeurera sûr et fiable de façon continue dans chacun des 14 DSR de la CCSN au cours de la période d'exploitation allant jusqu'à l'arrêt définitif de chacun des réacteurs. Pour la plupart des DSR, on n'anticipe pas de changements au niveau des programmes. Les changements et les plans portent principalement sur des questions liées à la durée de vie prévue de la centrale et concernant les gens ainsi que les affaires. Le plan d'exploitation durable couvre également certains renseignements préliminaires sur les premières étapes du déclassé.

Annexe 14(ii)b) – Programmes de gestion du vieillissement à chacune des centrales nucléaires

Le document RD-334 de la CCSN, *Gestion du vieillissement des centrales nucléaires* stipule les attentes réglementaires relatives aux programmes de gestion du vieillissement, intégrés et particuliers à des composants, devant être en place aux centrales nucléaires. La CCSN commencera à inclure ce document aux permis d'exploitation actuels au moment de leur renouvellement au cours de la prochaine période de référence. En prévision de ceci, les titulaires de permis de centrale nucléaire ont élaboré des programmes intégrés de gestion du vieillissement conformes aux meilleures pratiques du secteur nucléaire.

Avant l'élaboration du document RD-334, les titulaires de permis au Canada avaient élaboré un ensemble de programmes de gestion du vieillissement portant sur des composants ou des mécanismes de dégradation particuliers. Les principaux programmes sont décrits ci-après. Ces programmes reflètent les exigences minimales en matière d'inspection et d'essai stipulées dans les normes suivantes de la CSA, celles-ci étant citées dans le permis d'exploitation :

- N285.4, *Inspections périodiques des composants des centrales nucléaires CANDU*
- N285.5, *Inspection périodique des composants de confinement des centrales nucléaires CANDU*
- N287.7, *Exigences relatives à la mise à l'essai et à la vérification, en cours d'exploitation, des enceintes de confinement en béton des centrales nucléaires CANDU*

Ces normes stipulent des exigences minimales à l'égard des programmes d'inspection périodique et d'essai des composants des enveloppes sous pression nucléaires ainsi que des composants et structures des enveloppes sous pression. Ces exigences minimales sont étoffées au besoin pour prendre en compte des questions de sûreté et d'exploitation.

Programme de gestion de la dégradation des matériaux du circuit caloporteur primaire

Ce programme est un document général donnant un sommaire des responsabilités, des exigences de conception, de l'expérience d'exploitation, des mécanismes de dégradation et des normes d'acceptabilité ayant trait aux structures et composants du circuit caloporteur primaire. Il décrit la stratégie pour effectuer la gestion des matériaux du circuit caloporteur primaire et indique des sous-programmes propres à différents composants ainsi que les liens clés entre divers programmes et processus aux centrales nucléaires.

Programme de gestion du cycle de vie des tuyaux d'alimentation

Ce programme décrit la stratégie en matière d'inspection et d'entretien afin d'atténuer le risque lié au vieillissement et aux mécanismes de dégradation des tuyaux d'alimentation. Des activités particulières du programme portant sur les inspections et l'entretien sont décrites, celles-ci visant à atténuer la dégradation attribuable à l'usure de la paroi et à la fissuration au niveau des coudes, à l'apparition de défauts près des soudures et à la fissuration des soudures. Ce programme documente également la stratégie à suivre pour déterminer s'il est nécessaire de remplacer un tuyau d'alimentation.

Programme de gestion du cycle de vie des canaux de combustible

Ce programme décrit les stratégies établies afin de s'assurer que les effets du vieillissement des canaux de combustible sont surveillés et contrôlés efficacement. Il aborde également les mécanismes de dégradation, y compris les variations des dimensions causées par les conditions d'exploitation (dilatation axiale et diamétrale, usure de la paroi et affaissement des tubes), l'absorption de deutérium, les variations de la résistance aux fractures, les contacts entre tubes de force et tubes de calandre, la possibilité de formation d'ampoules ainsi que des dommages à la paroi intérieure causés lors des activités de rechargement du combustible lorsqu'en service. Les résultats de la recherche relative au projet de gestion du cycle de vie des canaux de combustible servent à établir les plans d'inspection visant à surveiller l'aptitude fonctionnelle de ces canaux pour toute la durée d'exploitation prévue. Ce projet sert également à confirmer que la poursuite de l'exploitation des centrales nucléaires demeure sûre au fur et à mesure qu'elles approchent de la fin de leur durée de vie prévue, puisque les canaux de combustible sont habituellement le composant principal qui limite la durée de vie dans le cas des centrales de conception CANDU.

Le programme portant sur la corrosion accélérée par l'écoulement

Ce programme vise à répertorier les systèmes de tuyauterie, principalement du côté secondaire (non nucléaire) mais également du côté primaire (nucléaire), susceptibles de se détériorer par corrosion accélérée par l'écoulement et d'autres mécanismes de dégradation et à contrôler cette dégradation. Ce programme repose sur un programme de l'EPRI et utilise le logiciel CHECWORKS qui sert de guide pour cerner et choisir les endroits devant être inspectés et traiter les données recueillies afin de déterminer les taux d'usure des parois prévus de même que si l'on doit accepter de poursuivre l'exploitation. Dans le cas des tuyauteries qui ne peuvent être simulées à l'aide de CHECWORKS à cause de contraintes géométriques ou des mécanismes d'amincissement en cause (comme les tuyauteries de petit calibre et l'usure des parois à cause de l'érosion), des calculs manuels sont effectués pour évaluer le taux d'usure de la paroi et si l'on doit poursuivre l'exploitation.

Programme de gestion du cycle de vie des générateurs de vapeur

Ce programme décrit la stratégie en matière d'inspection et d'entretien afin de contrôler le risque lié au vieillissement et aux mécanismes de dégradation des générateurs de vapeur, y compris les mesures pour déceler, enregistrer et faire le suivi de la tendance de ces mécanismes et de les atténuer. Il comprend l'inspection de l'épaisseur de la paroi des tubes et d'autres composants internes tels que les séparateurs d'humidité, les barres d'accouplement, les boîtes et gicleurs d'eau d'alimentation, et l'évaluation de la gestion de la chimie de l'eau ainsi que de la gestion et l'enlèvement des dépôts des côtés primaire et secondaire (par jet d'eau à haute pression, par le nettoyage des tubes avec un jet de produits abrasifs, en effectuant des purges pendant l'exploitation et par nettoyages chimiques occasionnels).

Confinement

Le document N287.7 de la CSA énonce des exigences de conception, de construction, de mise en service et la mise à l'essai en cours d'exploitation des enceintes de confinement en béton. Les titulaires effectuent, à des intervalles donnés en cours de fonctionnement, des inspections et des essais périodiques du confinement afin de s'assurer que son intégrité structurale et son étanchéité sont préservées. Ils soumettent les résultats des inspections et des essais, ainsi que l'évaluation

qu'ils en font, à la CCSN à des fins d'examen. Si les résultats des inspections révèlent une tendance négative, la CCSN peut exiger que le titulaire de permis augmente la fréquence des inspections et/ou applique des mesures compensatoires.

Le document N285.5 de la CSA donne des exigences supplémentaires en matière d'inspection des composants des enveloppes de confinement.

Remplacement des composants

Les entreprises du secteur nucléaire canadien continuent de prendre des initiatives afin de prévenir et de gérer des problèmes liés à l'approvisionnement en pièces d'équipement de remplacement qui ne sont plus disponibles chez le fabricant original. Le COG a mis en place un processus d'urgence d'aide à l'acquisition de pièces de remplacement afin d'obtenir des pièces de rechange d'autres entreprises du secteur de l'énergie pour répondre aux besoins des centrales nucléaires CANDU. Un nombre de composants de remplacement (y compris des détecteurs de fuite de produits de fission gazeux, des fusibles à 48 volts pour indicateurs, des systèmes de détection des fuites de D₂O, des potentiomètres et des moteurs pour les barres d'arrêt) ont également été acquis par le COG au nom de plusieurs exploitants de centrale nucléaire CANDU. Le secteur nucléaire au Canada a également développé une certaine capacité, assujettie à un programme d'AQ approprié, de faire l'ingénierie inverse nécessaire et de fabriquer des pièces de remplacement qui ne sont plus disponibles.

Annexe 15a) – Exigences et lignes directrices détaillées relatives au contrôle de l'exposition au rayonnement des travailleurs et du public

Le *Règlement sur la radioprotection* reprend nombre de recommandations contenues dans le document CIPR-60 (1991) de la Commission internationale de protection radiologique en ce qui concerne les limites de dose de rayonnement, d'une part, et plusieurs de celles qui se trouvent dans le document CIPR-65 (1994) en ce qui a trait à l'exposition des travailleurs aux produits de filiation du radon, d'autre part. Ce Règlement porte sur :

- les exigences relatives aux programmes de radioprotection des titulaires de permis et leur mise en œuvre
- les exigences relatives à la vérification et l'enregistrement des doses de rayonnement
- la définition du terme « seuil d'intervention » et les mesures à prendre lorsqu'un seuil d'intervention est atteint
- l'exigence de fournir aux travailleurs des renseignements au sujet des risques radiologiques auxquels ils peuvent être exposés dans l'exécution de leur travail ainsi que des limites de dose efficace et de dose équivalente pertinentes
- les exigences relatives aux circonstances nécessitant d'avoir recours à des services de dosimétrie autorisés afin de vérifier les doses
- les limites de dose efficace et de dose équivalente pour les travailleurs et pour les travailleuses enceintes du secteur nucléaire, ainsi que pour les travailleurs et travailleuses oeuvrant dans les autres secteurs
- les limites de dose à appliquer lors d'interventions en cas d'urgence nucléaire
- les mesures à prendre en cas de dépassement des limites de dose et le processus d'autorisation de retour au travail
- les exigences relatives à la délivrance de permis aux exploitants de services de dosimétrie
- les exigences relatives à l'étiquetage des récipients et des appareils
- les exigences relatives à l'affichage de panneaux de mise en garde contre le rayonnement

La CCSN a élaboré un nombre de documents d'application de la réglementation afin d'aider les titulaires de permis à mieux comprendre différents sujets liés à la radioprotection et à la protection de l'environnement. Le guide d'application de la réglementation G-129 de la CCSN *Lignes directrices pour satisfaire à l'exigence de maintenir les expositions « au niveau le plus faible qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre » (ALARA)* présente des mesures que les titulaires de permis peuvent prendre afin de maintenir les doses au niveau le plus faible qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre, en tenant compte des facteurs sociaux et économiques (ALARA). Les éléments que la CCSN juge essentiels afin d'assurer le respect du principe ALARA se résument comme suit :

- un engagement explicite de la part de la direction à l'égard du principe ALARA
- la mise en application par le titulaire de permis du principe ALARA au moyen d'une série de mesures visant notamment la gestion et l'organisation de la radioprotection, la disponibilité de ressources exclusives, la formation, l'établissement de seuils d'intervention et la tenue des documents appropriés
- l'élaboration d'objectifs de rendement et l'exécution d'examen opérationnels réguliers

Le document G-228 de la CCSN, *Élaboration et utilisation des seuils d'intervention*, vise à aider les personnes présentant une demande de permis à la CCSN à définir des seuils d'intervention conformément à l'alinéa 3(1)f) du *Règlement général sur la sûreté et la réglementation nucléaires* et à l'article 6 du *Règlement sur la radioprotection*. Le document G-228 indique le genre de paramètres qui peuvent être utilisés pour définir les seuils d'intervention et pour élaborer les exigences relatives à la surveillance de ces paramètres et les mesures qu'il convient de prendre lorsqu'un seuil d'intervention est atteint.

Les titulaires de permis doivent utiliser un service de dosimétrie autorisé par la CCSN pour effectuer la mesure et le contrôle des doses de rayonnement reçues par un travailleur du secteur nucléaire si celui-ci risque vraisemblablement de recevoir une dose efficace supérieure à 5 mSv au cours d'une période de dosimétrie d'un an. La norme S-106 de la CCSN, *Exigences techniques et de l'assurance de la qualité pour les services de dosimétrie*, stipule les exigences relatives à la justesse, à la précision et à l'assurance de la qualité qu'un service de dosimétrie doit respecter. Les exigences de cette norme sont égales ou dans certains cas, supérieures à celles retrouvées dans les guides de sûreté de l'AIEA, *Évaluation de la dose due à l'incorporation de radionucléides au travail* (RS-G-1.2 1999) et *Évaluation de la dose due à des sources externes de rayonnement au travail* (RS-G-1.3 1999). Les services de dosimétrie autorisés doivent soumettre les résultats des évaluations des doses reçues par chacun des travailleurs du secteur nucléaire au Fichier dosimétrique national canadien, un service de Santé Canada.

Annexe 15b) – Précisions sur les doses reçues aux centrales nucléaires

Suivi de l'événement relatif à la présence de contamination alpha à la centrale de Bruce-A

En novembre 2009, alors que des travaux de réfection étaient en cours dans la voûte de la tranche 1 de la centrale de Bruce-A, des risques de contamination alpha imprévus ont entraîné des expositions inattendues de personnes. Une description de cet incident et du suivi initial étaient fournis dans le cinquième rapport du Canada sur la Convention.

En juin 2010, en vertu du paragraphe 12(2) du *Règlement général sur la sûreté et la réglementation nucléaires*, la CCSN a demandé à tous les titulaires de permis de centrale nucléaire de prendre les mesures suivantes :

- effectuer des mesures d'échantillons afin de définir et caractériser le risque lié à la présence de contamination alpha à leurs centrales
- mettre en œuvre des mesures de contrôle du travail de sorte à diminuer la possibilité d'exposition à la contamination alpha des travailleurs préposés à la manutention du combustible à leurs centrales
- renforcer les exigences de leurs programmes de radioprotection ayant trait à la surveillance et au contrôle de la contamination alpha, selon les besoins (ces exigences doivent tenir compte des meilleures pratiques actuelles du secteur nucléaire et de l'OPEX)

À la suite des examens et des inspections, le personnel de la CCSN a déterminé que les mesures en place à chacune des centrales nucléaires suffisent pour protéger les travailleurs contre les dangers de la contamination alpha. Les améliorations devant être apportées aux programmes de radioprotection des titulaires de permis comprenaient 17 domaines particuliers dont la documentation, la planification des travaux, l'instrumentation, la caractérisation du lieu de travail, la dosimétrie et autres. Les mesures nécessaires pour prendre en compte les dangers de la contamination alpha dans la planification et l'exécution des travaux sont en place aux centrales nucléaires, ces mesures étant fondées sur les meilleures pratiques du secteur nucléaire partout dans le monde. La vérification de la mise en œuvre efficace des programmes de surveillance et de contrôle de la contamination alpha a été incluse dans les activités régulières de surveillance réglementaire de la CCSN. Les paragraphes qui suivent donnent des mises à jour de la situation pour chacun des titulaires de permis.

Bruce Power

Le suivi effectué par Bruce Power comprenait une confirmation des doses attribuables à l'incident mettant en cause de la contamination alpha. La dose collective finale attribuable à l'absorption de contamination alpha par les travailleurs lors de l'incident à la tranche 1 est 551,9 mSv. Des 557 travailleurs touchés :

- 410 se sont vus attribuer une dose de moins de 1,0 mSv
- 104 se sont vus attribuer une dose entre 1,0 et 2,0 mSv
- 40 se sont vus attribuer une dose entre 2,0 et 5,0 mSv
- 3 se sont vus attribuer une dose entre 5,0 et 10 mSv
- aucun ne s'est vu attribuer une dose supérieure à 10 mSv

Sachant que le *Règlement sur la radioprotection* stipule que la limite de dose effective annuelle est 50 mSv, le personnel de la CCSN a conclu qu'aucune limite de dose réglementaire n'avait été dépassée en raison de cet incident.

En février 2010, une demande a été formulée à l'endroit de l'Institut de radioprotection du Canada, un organisme indépendant, pour qu'il fournisse une aide indépendante et impartiale relativement à cet incident. Cette démarche a été entreprise principalement en réponse à une demande conjointe de la part du Provincial Building and Construction Trades Council of Ontario, de Bruce Power, de Comstock Canada (représentant des entrepreneurs en construction travaillant au projet de redémarrage à la centrale de Bruce-A) et d'EACL. Un rapport a été préparé et celui-ci contient des conclusions et des recommandations d'améliorations afin d'assurer la protection des travailleurs. Ce rapport est disponible au public sur le site Web de Bruce Power (<http://www.brucepower.com/wp-content/uploads/2011/10/RSIC-Final-Report.pdf>).

Avec la coopération de toutes les parties en cause, l'Institut de radioprotection a fourni de l'aide aux travailleurs touchés et au personnel de la direction de Bruce Power. Ceci a été réalisé par l'entremise d'un programme indépendant et exhaustif d'ateliers questions-réponses pour les travailleurs participant au projet de redémarrage à la centrale de Bruce-A, en mettant en place une ligne téléphonique indépendante pour offrir une aide confidentielle aux travailleurs et à leurs familles et en développant et offrant un programme d'éducation aux travailleurs et aux professionnels de la santé et de la sécurité des entrepreneurs en construction sur l'exposition au rayonnement (y compris le rayonnement alpha) et sur d'autres principes et pratiques en matière de radioprotection. Ces initiatives, auxquelles plusieurs centaines de travailleurs ont participé, ont eu pour effet de diminuer le niveau d'anxiété des travailleurs touchés et de leurs familles et d'accroître le niveau de compréhension des travailleurs en ce qui concerne le rayonnement alpha, l'exposition au rayonnement en général, y compris les principes et pratiques en matière de radioprotection. En plus de ce programme d'aide, les parties en cause ont demandé conjointement à l'Institut de radioprotection du Canada d'effectuer un examen indépendant de l'incident qui a mené à des expositions afin d'évaluer les effets possibles sur la santé des travailleurs attribuables aux doses reçues par rayonnement interne et de formuler des recommandations d'amélioration au besoin. Son examen scientifique et technique comprenait une revue des circonstances qui ont mené à des expositions internes des travailleurs, un examen de l'évaluation des doses de rayonnement réalisé par Bruce Power et un examen exhaustif du fondement scientifique, de la méthode et des raisons à l'appui des doses finales de rayonnement attribuées à chacun des travailleurs exposés, conformément aux exigences de la réglementation.

Malgré le nombre d'améliorations d'importance que Bruce Power avait déjà apportées au chapitre de la sécurité des travailleurs participant au projet de redémarrage à la centrale de Bruce-A en réponse à l'incident mettant en cause de la contamination alpha, l'Institut a jugé que d'autres améliorations étaient requises, dans l'intérêt de la sécurité des travailleurs aujourd'hui et à l'avenir. Celles-ci font l'objet des 19 recommandations dans le rapport de l'Institut auquel Bruce Power s'affaire maintenant à donner suite.

OPG, Hydro-Québec et ENNB

Au moment où la demande a été adressée à tous les titulaires de permis de centrale nucléaire, OPG avait déjà apporté plusieurs modifications à son programme de radioprotection en se fondant sur les meilleures pratiques en vigueur dans le secteur nucléaire. OPG a par la suite pris

d'autres mesures pour examiner et améliorer de façon systématique la surveillance de la contamination alpha à ses installations. Plusieurs améliorations ont été apportées, notamment aux chapitres de la conscientisation au danger, de l'instrumentation, du contrôle des travaux et de l'utilisation d'échantillonneurs d'air personnels en appui au programme de dosimétrie relative à la contamination alpha. En 2012, se fondant sur un examen réglementaire et une inspection des installations, la CCSN a confirmé que le programme d'OPG prend bien en compte les 17 aspects indiqués dans sa demande. Elle a conclu que le programme actuel de surveillance et de contrôle de la contamination alpha répond aux attentes réglementaires relatives au contrôle et à la minimisation des expositions à la contamination alpha.

Hydro-Québec et ENNB ont apporté des améliorations à long terme à leurs programmes de radioprotection, au chapitre de la surveillance et du contrôle du danger que présente la contamination alpha, afin de les harmoniser aux meilleures pratiques du secteur nucléaire. Des mesures de protection et de contrôle ont été appliquées afin de protéger les travailleurs des dangers du rayonnement alpha.

Sommaire des doses reçues par le personnel des centrales nucléaires au cours de la période de référence

Le *Règlement sur la radioprotection* adopté par la CCSN reflète les recommandations faites en 1990 par la CIPR et qui sont indiquées dans son document CIPR 60. Les travailleurs des centrales nucléaires ne doivent pas recevoir une dose supérieure à 50 mSv au cours d'une période de dosimétrie d'un an et à 100 mSv au cours d'une période de cinq ans. Les données du tableau suivant montrent les doses collectives liées aux opérations routinières et celles liées aux arrêts ainsi que la dose collective totale et la dose maximale reçues par les travailleurs dans les centrales nucléaires au Canada au cours de la période de référence. Comme on le voit, aucun travailleur n'a reçu une dose supérieure à la limite annuelle de 50 mSv. De plus, bien que cette donnée n'apparaisse pas au tableau, aucun travailleur n'a reçu une dose supérieure à la limite quinquennale de 100 mSv.

Sommaire des doses reçues au travail de 2010 à 2012

Centrale nucléaire	Année	Nombre de réacteurs	Dose collective liée aux opérations routinières (personne-Sv)	Dose collective liée aux arrêts, y compris les arrêts imprévus (personne-Sv)	Dose collective totale (personne-Sv)	Dose individuelle maximale (mSv)
Bruce-A et B	2010	6	0,799	5,46	6,26	25,18
	2011	6	1,039	9,41	10,45	25,16
	2012	6	0,645	12,12	12,76	29,00
Darlington	2010	4	0,331	3,37	3,70	15,74
	2011	4	0,333	1,33	1,67	11,47
	2012	4	0,292	1,50	1,79	11,70
Gentilly-2	2010	1	0,105	0,64	0,75	10,98
	2011	1	0,098	0,60	0,70	8,51
	2012	1	0,098	0,13	0,23	3,60

Centrale nucléaire	Année	Nombre de réacteurs	Dose collective liée aux opérations routinières (personne-Sv)	Dose collective liée aux arrêts, y compris les arrêts imprévus (personne-Sv)	Dose collective totale (personne-Sv)	Dose individuelle maximale (mSv)
Pickering-A et B	2010	6	1,08	5,92	7,01	13,47
	2011	6	0,84	5,25	6,09	16,34
	2012	6	0,86	7,57	8,42	19,60
Point Lepreau	2010	1	s.o.	1,38	1,38	11,9
	2011	1	s.o.	1,95	1,95	12,22
	2012	1	0,008	0,94	0,95	5,10

La mention « s.o. » (sans objet) est utilisée pour la dose collective liée aux opérations routinières à la centrale de Point Lepreau en 2010 et 2011 parce que celle-ci était alors en réfection. Par conséquent, aucune opération routinière n'a été réalisée.

Dose collective totale pour toutes les centrales nucléaires au Canada de 2010 à 2012

Année	Nombre de réacteurs	Dose collective (personne-Sv)
2010	18	19,10
2011	18	20,86
2012	18	21,82

Annexe 15c) – Rejets radiologiques des centrales nucléaires au Canada

Toutes les centrales nucléaires rejettent de petites quantités de substances radioactives de manière contrôlée dans l'atmosphère (effluents gazeux) et dans les masses d'eau avoisinantes (effluents liquides). Cette annexe fait état de l'ampleur de ces rejets pour chacune des centrales nucléaires qui étaient en exploitation au Canada au cours des années 2006 à 2009. Elle compare en outre les rejets aux LOD imposées par la CCSN. Les données montrent que, dans la majorité des cas, les quantités d'effluents gazeux et liquides de toutes les centrales nucléaires présentement en exploitation sont inférieures à 1 % des quantités autorisées par la CCSN.

Rejets radiologiques dans les effluents gazeux des centrales nucléaires au Canada (2010 à 2012)

	Oxyde de tritium (TBq)	Carbone-14 (TBq)	Gaz rares (TBq-Mev)	Iode-131 (TBq)	Particules (TBq)
Bruce-A					
LOD	1,35E05	1,05E03	4,75E04	1,18E00	3,10E-01
2010	6,40E02	1,26E00	7,97E01	1,63E-05	9,29E-06
2011	6,00E02	1,36E00	6,68E01	3,58E-05	7,06E-06
2012	4,50E02	2,30E00	6,82E01	2,18E-04	7,45E-06
Bruce-B					
LOD	2,71E05	1,08E03	1,06E05	9,15E-01	7,42E-01
2010	9,12E02	3,83E00	3,18E01	4,95E-05	6,51E-05
2011	7,17E02	1,44E00	3,64E00	4,19E-05	5,07E-05
2012	3,26E02	1,16E00	3,64E00	4,13E-05	1,80E-05
Darlington					
LOD, avant 2012	4,3E04	1,8E03	3,9E04	4,7E00	2,4E00
depuis avril 2012	5,9E04	3,5E02	4,5E04	1,4E00	6,7E-01
2010	1,43E02	1,28E00	1,82E01	1,28E-04	7,45E-05
2011	1,40E02	1,00E00	2,20E01	1,80E-04	4,00E-05
2012	1,3E02	1,00E00	1,90E01	1,40E-04	3,40E-05
Gentilly-2					
LOD, avant 2011	4,4E05	8,8E02	1,7E05	1,3E00	1,9E00
depuis 2011	8,58E04	1,99E02	7,70E04	3,25E-01	1,21E00
2010	1,69E02	2,92E-01	1,23E-01	7,29E-07	1,54E-06
2011	1,90E02	2,71E-01	1,16E-01	Non détecté	9,13E-07
2012	2,13E02	4,41E-01	3,87E-01	8,32E-06	1,79E-06
Pickering-A					
LOD	5,5E04	6,3E03	2,9E04	9,7E00	2,1E00
2010	2,80E02	2,15E00	1,51E02	2,14E-05	5,25E-05
2011	2,12E02	1,04E00	9,92E01	1,48E-05	8,18E-06
2012	2,56E02	8,77E-01	1,05E02	1,08E-05	4,51E-06
Pickering-B					
LOD	5,5E04	6,3E03	2,9E04	9,7E00	2,1E00
2010	2,89E02	9,20E-01	7,78E01	5,42E-06	2,87E-06
2011	3,40E02	7,67E-01	8,33E01	8,84E-06	3,60E-06
2012	2,79E02	9,44E-01	1,90E01	6,55E-06	3,56E-06
Point Lepreau					
LOD	4,30E05	3,30E03	7,30E04	2,20E01	5,40E00
2010	1,40E01	2,90E-02	Non détecté	Non détecté	1,50E-07
2011	4,50E01	2,80E-02	Non détecté	Non détecté	Non détecté
2012	1,40E02	3,70E-02	Non détecté	Non détecté	Non détecté

Rejets radiologiques dans les effluents liquides des centrales nucléaires au Canada (2010 à 2012)

	Oxyde de tritium (TBq)	Bêta-gamma brut (TBq)	Carbone-14 (TBq)
Bruce-A			
LOD	2,13E06	1,00E02	2,61E03
2010	2,13E02	4,16E-03	7,62E-04
2011	2,95E02	6,29E-04	1,70E-03
2012	1,40E02	5,79E-04	5,37E-04
Bruce-B			
LOD	2,27E06	1,07E02	2,78E03
2010	4,87E02	2,65E-03	2,54E-03
2011	5,10E02	2,38E-03	2,82E-03
2012	1,14E03	3,35E-03	4,63E-03
Darlington			
LOD, avant 2012	4,3E06	7,1E01	9,7E02
depuis 2012	5,3E06	7,1E01	9,7E02
2010	1,36E02	2,80E-02	4,86E-04
2011	1,10E02	3,10E-02	1,90E-03
2012	1,30E02	3,00E-02	6,30E-04
Gentilly-2			
LOD, avant 2011	1,20E06	5,30E00	1,00E02
depuis 2011	1,16E07	1,75E02	2,40E03
2010	2,86E02	4,01E-03	1,38E-02
2011	2,44E02	5,35E-03	1,89E-02
2012	3,51E02	1,09E-03	2,88E-02
Pickering-A			
LOD	5,1E05	4,7E00	6,4E01 Note 1
2010	1,02E02	1,63E-02	s.o.
2011	1,16E02	4,07E-03	s.o.
2012	1,10E02	1,10E-02	s.o.
Pickering-B			
LOD	5,1E05	4,7E00	6,4E01
2010	1,55E02	1,72E-01	3,57E-03
2011	1,95E02	1,37E-02	2,24E-03
2012	1,77E02	1,92E-02	1,14E-02
Point Lepreau			
LOD	1,60E07	1,50E01	3,00E02
2010	2,47E01	1,48E-04	8,00E-05
2011	3,40E01	8,20E-05	3,80E-05
2012	7,80E02	7,20E-05	1,40E-02

Note 1: Les rejets de carbone-14 dans les effluents liquides de Pickering-A sont comptabilisés avec les rejets de carbone-14 dans les effluents liquides de Pickering-B.

Annexe 16.1b) – Plans d’urgence aux sites des centrales nucléaires au Canada

Plan d’urgence nucléaire de Bruce Power

Le plan d’urgence nucléaire de Bruce Power est un plan général d’entreprise qui sert de base commune pour les dispositions particulières à chacun des sites relativement à la préparation aux urgences nucléaires et aux interventions. Le plan fait état des concepts, des structures, des rôles et des processus nécessaires à la mise en œuvre et au maintien de moyens qui permettront à Bruce Power d’intervenir efficacement s’il se produit une urgence radiologique. Il constitue également un point de référence pour le contrôle des modifications à apporter aux mesures de préparation aux urgences mises en place par Bruce Power.

Le plan d’urgence nucléaire de Bruce Power porte sur les situations d’urgence à la centrale de Bruce-A ou la centrale de Bruce-B qui mettraient en danger le personnel sur le site ou qui auraient une incidence sur la protection de l’environnement et du public. Ce plan a été élaboré principalement pour faire face aux rejets de substances radioactives provenant des installations fixes et pour traiter de ses liens avec le Plan provincial en cas d’urgence nucléaire (PPUN) (voir l’annexe 16.1d) de l’Ontario. Cependant, l’organisation décrite dans le plan des mesures d’urgence nucléaire de Bruce Power peut aussi servir à la planification et aux interventions dans pratiquement tous les types de situation d’urgence pouvant survenir, quel que soit l’endroit sur le site de Bruce Power.

Selon la définition donnée dans le plan de Bruce Power, une situation d’urgence dans une centrale nucléaire se caractérise par l’apparition soudaine et imprévue de conditions radiologiques inhabituelles susceptibles d’exposer les travailleurs ou les membres du public à des doses de rayonnement supérieures aux limites réglementaires. Une alerte générale peut aussi être déclarée lorsqu’il se produit un incident non radiologique si celui-ci nécessite la protection du personnel sur le site et la mobilisation des membres de l’organisme d’intervention en cas d’urgence de Bruce Power.

Ce plan est conforme aux analyses et rapports d’analyse de la sûreté nucléaire que Bruce Power a soumis à la CCSN.

Les interventions pour des raisons de sécurité (actes hostiles) font l’objet de dispositions distinctes. Cependant, les dispositions relatives aux rejets possibles de substances radioactives s’appliquent également incidents relatifs à la sécurité (p. ex. le besoin d’émettre des notifications hors site, de fournir des mises à jour sur la situation, de confirmer les rejets radioactifs, etc.). Les mesures d’urgence liées au transport de substances radioactives sont traitées dans un plan distinct.

En vue de la mise en œuvre de son plan d’urgence, Bruce Power a élaboré des dispositions particulières pour la préparation aux urgences et les interventions dans de tels cas. S’il survenait une urgence nucléaire sur le site d’une centrale de Bruce Power, le personnel de l’entreprise verrait alors à classer immédiatement l’urgence d’après les critères précisés dans la procédure propre à la centrale. Et, au cas où celle-ci risquerait d’avoir des répercussions hors site, il la classerait à nouveau en fonction des critères contenus dans le PPUN. Dans le but de simplifier

cette étape, bon nombre d'événements ont déjà été classés en fonction des catégories de notification de la province de l'Ontario.

Les manœuvres et exercices d'intervention en cas d'urgence font partie intégrante du processus global d'évaluation des programmes de Bruce Power. Ces exercices, qui ont lieu périodiquement à toutes les centrales nucléaires de Bruce Power, s'effectuent en collaboration avec les autres autorités ou organismes qui participent à la préparation aux urgences et aux interventions dans de tels cas.

Bruce Power maintient une capacité d'intervention auprès du public en cas d'urgence au sein de différents services de communication dont : Communications aux employés, Relations avec les actionnaires et les médias, Relations gouvernementales et Relations avec les collectivités. Les principales cibles du programme d'information publique de Bruce Power en cas d'urgence nucléaire sont – outre certains employés et personnes-ressources qui doivent absolument être mis au courant – les gens qui habitent ou travaillent à proximité de ses centrales nucléaires. S'il se produit une urgence nucléaire mettant en cause l'une de ses installations, Bruce Power est tenue, selon les procédures et les ententes auxquelles elle a souscrit en matière d'intervention d'urgence, de coordonner ses efforts et activités d'information publique avec ceux des autres autorités ou organismes participants, soit les organismes provinciaux œuvrant dans le cadre du PPUN, par exemple.

La nature de l'intervention de Bruce Power en matière de communication de l'information sera adaptée aux circonstances de l'urgence. Si l'événement, sans être assez grave pour justifier le déclenchement du PPUN, risque de toucher les gens vivant à proximité et d'autres parties intéressées, Bruce Power verra à organiser des points de presse à l'intention des médias locaux, ou encore à publier des communiqués de presse dont elle fera parvenir copie aux fonctionnaires provinciaux et municipaux. Et, si la situation le justifie, Bruce Power pourra activer son centre des médias local pour y tenir des points de presse ou des entrevues.

Les événements plus graves pourraient exiger le déclenchement du PPUN et l'activation du centre mixte d'information en cas d'urgence de la province de l'Ontario situé à Toronto, dans les bureaux du groupe Gestion des situations d'urgence Ontario. Toutefois, tant que les ressources de ce centre n'auront pas été mobilisées et qu'il ne sera pas en fonction, l'organisme d'intervention en cas d'urgence de Bruce Power verra provisoirement à transmettre l'information pertinente au public et aux médias. Une fois ce centre en fonction, le gouvernement provincial assumerait alors la gestion des services d'information visant les interventions hors site. La municipalité de Kincardine mettrait aussi sur pied un centre local d'information en cas d'urgence dans ses locaux. Afin de s'assurer que les renseignements fournis au public local sont justes, Bruce Power aiderait la municipalité de Kincardine à les préparer. La justesse des renseignements relatifs à l'urgence et devant être colligés par les centres d'information en cas d'urgence locale et provinciale serait vérifiée par les trois parties en cause avant qu'ils ne soient diffusés.

Pour donner suite à l'accident de Fukushima, Bruce Power est en voie de réviser son organisme d'intervention en cas d'urgence et ses plans d'urgence avec une approche tous risques qui repose sur les concepts des systèmes de gestion des incidents. Bruce Power a déjà mis à niveau son Centre des mesures d'urgence et a tenu un exercice (Huron Challenge IV) afin de valider le concept. Cet exercice est décrit à l'annexe 16.1f). Elle prévoit mener d'autres manœuvres de

validation ainsi que mettre en œuvre le nouvel organisme d'intervention en cas d'urgence et le nouveau plan des mesures d'urgence en 2013, au cours de la prochaine période de référence.

Plan d'urgence nucléaire consolidé d'Ontario Power Generation

Le plan d'urgence nucléaire consolidé d'Ontario Power Generation (OPG) est un plan général d'entreprise qui sert de base commune à la préparation aux urgences et aux interventions dans de tels cas à ses centrales de Darlington et de Pickering. Le plan fait état des concepts, des structures, des rôles et des processus nécessaires à la mise en œuvre et au maintien de moyens qui permettront à OPG d'intervenir efficacement s'il se produit une urgence radiologique susceptible de mettre en danger le personnel sur le site, le public ou l'environnement. Il fournit un encadrement pour les interactions avec les autorités externes et il définit les engagements d'OPG relatifs au PPUN de l'Ontario.

Selon la définition donnée dans le plan d'urgence nucléaire consolidé d'OPG, comme c'est le cas pour Bruce Power, une situation d'urgence dans une centrale se caractérise par l'apparition soudaine et imprévue de conditions radiologiques inhabituelles susceptibles d'exposer des travailleurs ou des membres du public à des doses de rayonnement supérieures aux limites réglementaires. Le plan d'OPG met surtout l'accent sur les rejets de substances radioactives provenant des installations fixes et sur les liens qui existent entre ce plan et le PPUN (voir l'annexe 16.1d). Bien que les incidents résultant d'actes hostiles (sécurité) aux centrales nucléaires d'OPG soient expressément exclus de la portée de ce plan – OPG traite ce genre d'incidents de façon détaillée dans d'autres documents –, ses dispositions visant d'éventuels rejets de substances radioactives ne s'appliquent pas moins dans de tels cas. Ces dispositions font notamment état des exigences relatives aux notifications hors site, aux mises à jour sur la situation et aux confirmations touchant tout rejet de substances radioactives.

Ce plan est conforme aux analyses et rapports d'analyse de la sûreté nucléaire qu'OPG a soumis à la CCSN.

En vue de la mise en œuvre de son plan d'urgence nucléaire, OPG a élaboré, pour chacune de ses centrales, des dispositions particulières à chacun des sites concernant la préparation aux urgences et les interventions dans de tels cas. S'il survenait une urgence nucléaire sur le site d'une centrale nucléaire d'OPG, le personnel de l'entreprise verrait alors à classer immédiatement l'urgence d'après les critères précisés dans la procédure en cas d'urgence propre à la centrale. Et, au cas où cette urgence risquerait d'avoir des répercussions hors site, il la classerait à nouveau en fonction des critères contenus dans le PPUN. Afin d'assurer une harmonisation entre les deux catégories, ces critères de classification font l'objet de renvois dans les procédures. La notification hors site suivrait la classification de l'urgence, dans les limites de temps prescrites.

Les manœuvres et exercices d'intervention en cas d'urgence font partie intégrante du processus global d'évaluation des programmes d'OPG. Des exercices, qui ont lieu périodiquement à toutes les centrales nucléaires d'OPG, sont tenus en collaboration avec les autres autorités ou organismes qui participent à la préparation aux urgences et aux interventions dans de tels cas.

OPG maintient une capacité d'intervention auprès du public en cas d'urgence au sein de son Service des affaires publiques nucléaires. Les principales cibles du programme d'information publique d'OPG en cas d'urgence nucléaire sont les gens qui habitent ou travaillent à proximité de ses centrales nucléaires. S'il se produit une urgence nucléaire mettant en cause l'une de ses centrales nucléaires, OPG est tenue, selon les procédures et les ententes auxquelles elle a souscrit

en matière d'intervention d'urgence, de coordonner ses efforts et activités d'information du public avec ceux des autres autorités ou organismes participants, soit les organismes provinciaux œuvrant dans le cadre du PPUN, par exemple.

La nature de l'intervention d'OPG en matière d'affaires publiques sera adaptée aux circonstances de l'urgence. Si l'événement, sans être assez grave pour justifier le déclenchement du PPUN, risquait de toucher les populations vivant à proximité et d'autres parties intéressées, OPG organiserait des points de presse à l'intention des médias locaux, ou publierait des communiqués de presse dont il ferait parvenir copie aux fonctionnaires provinciaux et municipaux. Et, si la situation le justifie, OPG pourrait activer son centre des médias local sur le site ou à proximité de celui-ci pour y tenir des points de presse ou des entrevues.

Les événements plus graves pourront exiger le déclenchement du PPUN et l'ouverture des centres d'information en cas d'urgence de la province et de la ville en cause. OPG peut également, dans les limites de ses compétences, transmettre l'information pertinente au public et aux médias.

Plan d'urgence nucléaire à la centrale de Gentilly-2

Le document *Plan des mesures d'urgence* d'Hydro-Québec fournit une description des dispositions prises par l'entreprise pour faire face aux urgences nucléaires réelles ou possibles à sa centrale de Gentilly-2. Ce document, de même que divers autres qui l'accompagnent, traitent en détail de la préparation aux urgences nucléaires et des interventions dans de tels cas à la centrale de Gentilly-2, en faisant notamment état des critères de mise en application, des rôles et responsabilités, des exigences en matière de coordination, de la classification des alertes, des notifications aux autorités hors site, des communications avec les médias et le public, des procédures en cas d'urgence, de la logistique des interventions, du soutien technique et matériel, de la formation en matière d'intervention en cas d'urgence et des exercices d'intervention dans de tels cas.

Selon le plan, les événements anormaux sur le site de la centrale qui ont pour effet d'augmenter les risques radiologiques pour les travailleurs et les membres du public ou l'environnement doivent être annoncés par la déclaration d'une alerte d'un niveau approprié en indiquant la gravité effective ou éventuelle de l'incident. Les quatre niveaux d'alerte au rayonnement suivants sont utilisés à Gentilly-2 :

1. Alerte sectorielle
 - situation dangereuse ou possiblement dangereuse présente dans une partie restreinte de la centrale
2. Alerte centrale
 - situation dangereuse ou possiblement dangereuse dans une partie importante de la centrale
3. Alerte générale de niveau 1
 - un rejet ou un rejet possible d'une quantité « significative » de matières radioactives dans l'environnement
 - le risque pour la population et l'environnement est faible
 - aucune mesure de protection pour la population n'est requise
 - l'alerte est déclenchée par les autorités de la centrale de Gentilly-2
4. Alerte générale de niveau 2

- un rejet ou un rejet possible d'une quantité importante de matières radioactives dans l'environnement
- le risque pour la population et l'environnement est important
- des mesures de protection pour la population sont recommandées par les autorités de la centrale de Gentilly-2
- l'alerte est déclenchée par les autorités publiques de la province de Québec

Hydro-Québec tient des exercices d'intervention en cas d'urgence au moins une fois par année à la centrale de Gentilly-2. Elle participe en outre à des exercices, menés en collaboration avec des organismes hors site. Les gestionnaires et les autres membres du personnel de Gentilly-2 reçoivent, selon leurs besoins particuliers, une formation de base ou spécialisée dans le domaine de la préparation aux urgences nucléaires et des interventions.

L'organisation de la centrale de Gentilly-2 fournit des services de préparation aux urgences selon un processus bien établi. Les activités principales de ce processus sont :

- le traitement des données et des demandes relatives au processus
- l'évaluation des risques (conventionnels et radiologiques), les critères de déclenchement des interventions et ceux servant à déterminer le niveau d'alerte
- la documentation des interventions en cas d'urgence (cadre et procédures d'intervention)
- la détermination de l'organisation d'intervention requise en cas d'urgence (mission et responsabilités)
- la détermination des ressources requises en cas d'urgence (personnel, installations et équipement)
- la définition des interfaces avec les autorités externes
- l'élaboration et le maintien à jour d'un cadre d'action en matière de communication de l'information et de relations publiques
- la formation
- les manœuvres et les exercices
- la mise en œuvre des mesures de préparation aux urgences (évaluer les risques, déclarer l'alerte, mobiliser l'organisme d'intervention en cas d'urgence, aviser les autorités hors site, gérer l'intervention, intervenir, évaluer les accidents, protéger le personnel, recommander des mesures de protection de la population, terminer l'alerte et retourner à la normale)
- l'évaluation du processus de préparation aux urgences

Les principaux produits du processus de préparation aux urgences sont :

- des documents de politique et d'encadrement
- des procédures en cas d'urgence
- une collaboration et des ententes avec les autorités hors site
- un organisme d'intervention en cas d'urgence
- des installations et de l'équipement d'urgence
- des plans d'urgence éprouvés

Plan d'urgence à la centrale de Point Lepreau

Le plan d'intervention en cas d'urgence d'ENNB constitue le fondement commun des dispositions en matière de préparation aux urgences et d'intervention à la centrale de Point Lepreau. La fonction de préparation aux urgences est remplie selon un processus du système de

gestion des installations nucléaires de Point Lepreau. Le processus permet d'intervenir en cas d'urgences de nature radiologique ou conventionnelle, de manière efficace et coordonnée et dans des délais raisonnables. La portée du processus englobe toutes les activités concernant la préparation aux urgences pouvant porter atteinte à la sécurité du personnel sur le site et du public ainsi qu'à l'environnement. Ce processus comprend également les activités de coordination nécessaires avec les organismes externes dont le soutien est requis en cas d'urgence. Il englobe les différents types d'urgence suivants : l'apparition soudaine et imprévue de conditions radiologiques inhabituelles susceptibles d'exposer des travailleurs ou des membres du public à des doses de rayonnement supérieures aux limites réglementaires, les incendies, les incidents de nature chimique, médicale ou concernant la sécurité, et les désastres naturels comme les tempêtes, les inondations et les tremblements de terre. Les interventions en matière de sécurité nécessaires à la suite d'actes hostiles font l'objet de dispositions distinctes. Cependant, les dispositions en place pour faire face au rejet possible de substances radioactives s'appliquent également aux incidents de sécurité.

Les manœuvres et exercices d'intervention en cas d'urgence font partie intégrante du processus global d'évaluation des programmes en place à la centrale de Point Lepreau. Des exercices, qui ont lieu périodiquement, sont tenus en collaboration avec d'autres autorités ou organismes qui participent à la préparation aux urgences nucléaires et aux interventions.

L'Organisation des mesures d'urgence du Nouveau-Brunswick (OMU N.-B.), un organisme du gouvernement provincial, est responsable des mesures de protection du public. Elle dispose de processus pour élaborer et évaluer ses propres plans et coordonner les interventions d'autres organismes gouvernementaux. Le processus suivi à la centrale de Point Lepreau est lié aux plans d'OMU N.-B. et prête assistance aux autorités externes sur les parties du plan d'OMU N.-B. ayant trait à la radioprotection. Ceci comprend le plan de décontamination à grande échelle. Ce plan donne des précisions sur la surveillance et la décontamination requises si un événement constituant une urgence nucléaire devait survenir et nécessitait l'évacuation des personnes demeurant dans la région.

Annexe 16.1d) – Plans d’urgence provinciaux hors site

Province de l’Ontario

De toutes les provinces au Canada, la province de l’Ontario est celle qui abrite sur son territoire le plus grand nombre de centrales nucléaires exploitées à des fins commerciales (18 réacteurs en service). On y trouve en outre, à Chalk River, un réacteur de recherche, et six installations nucléaires des États-Unis sont situées à l’intérieur d’un rayon de 80 km des frontières de la province. De ce fait, dès 1986, la province s’est dotée d’un plan d’urgence nucléaire (le Plan provincial en cas d’urgence nucléaire – PPUN). Ce plan n’a toutefois jamais été complètement ni partiellement mis en œuvre. La province a néanmoins reçu des avis officiels au sujet d’événements qui ont fait l’objet d’une surveillance jusqu’à ce qu’il soit déterminé qu’ils ne présentaient aucun risque pour le public ou pour l’environnement.

En Ontario, les programmes de préparation aux urgences et d’intervention sont régis par la *Loi sur les mesures d’urgence*. Cette loi exige que le gouvernement provincial se dote d’un plan pour faire face aux urgences liées aux installations nucléaires. Elle autorise également la province à désigner des municipalités qui sont tenues d’établir un plan des mesures d’urgence nucléaire. L’organisme Gestion des situations d’urgence Ontario (GSUO) administre le PPUN au nom du gouvernement de l’Ontario et assure dans la province la coordination de la préparation aux urgences nucléaires et des interventions.

Le PPUN définit une urgence nucléaire comme une situation où le rayonnement ionisant émis par une grande installation nucléaire, en Ontario ou à proximité de l’Ontario, présente un risque réel ou éventuel pour la santé et les biens du public ou pour l’environnement. Le risque peut être causé par un accident, une défectuosité ou une perte de régulation mettant en cause une matière radioactive. Le PPUN définit également une urgence radiologique comme une situation où le rayonnement ionisant émanant d’une source autre qu’une grande installation nucléaire présente un risque réel ou éventuel pour la santé et les biens du public ou pour l’environnement.

Le but du PPUN est de préserver la santé, la sécurité, le bien-être et les biens des résidents de la province et de protéger l’environnement en cas d’urgence nucléaire. À titre de plan cadre pour la préparation aux urgences nucléaires hors site et les interventions, le PPUN donne des précisions sur les éléments de soutien et de coordination des activités des ministères provinciaux, des installations nucléaires, du gouvernement du Canada (y compris la CCSN), ainsi que des municipalités désignées, de façon à ce que les objectifs visés soient atteints.

Le PPUN décrit les dispositions que l’Ontario a prises concernant la planification et la préparation aux urgences nucléaires et les interventions. Il traite notamment des points suivants :

- le but et les principes directeurs
- la hiérarchie des plans et procédures d’urgence
- la description du risque
- le fondement de la planification
- les mesures de protection
- le concept des opérations
- l’organisation des mesures d’urgence
- les politiques opérationnelles
- l’information sur la situation d’urgence

- la sensibilisation du public
- les responsabilités détaillées des divers participants
- la surveillance exercée par le comité provincial et les comités municipaux d'intervention en cas d'urgence.

Des exercices de grande envergure portant sur des urgences de natures nucléaire ou radiologique ont lieu régulièrement; exercices auxquels les titulaires de permis et différents paliers de gouvernement participent.

En 2009, l'organisme GSUO a reçu l'approbation du cabinet provincial relativement à l'amélioration des capacités de gestion des interventions en cas d'urgence mettant en cause les installations nucléaires d'importance en Ontario. Afin d'apporter ces changements importants aux plans, le GSUO demandera de l'aide pour élaborer une stratégie provinciale qui lui permettra de régler les lacunes cernées et de répondre aux préoccupations soulevées, dont l'élargissement de la zone du système d'alerte du public et la disponibilité de comprimés d'iodure de potassium pour les personnes demeurant dans un rayon comprenant toute la zone primaire, soit de 10 km.

Province de Québec

Au Québec, en vertu de la *Loi sur la sécurité civile*, les municipalités sont responsables des mesures d'urgence sur leur territoire. Si leur capacité d'intervenir s'avérait insuffisante, ou susceptible de le devenir, le ministère de la Sécurité publique coordonnerait alors les interventions et toute aide supplémentaire fournie par le gouvernement du Québec.

L'Organisation de la sécurité civile du Québec (OSCQ) a été mise sur pied à cette fin. Elle est responsable de la planification des mesures d'urgence et de l'intervention en cas de tout type de sinistre, y compris les urgences nucléaires hors site. Le *Plan national de sécurité civile du Québec* (PNSC) est le cadre de référence pour toutes les situations d'urgence. Le volet nucléaire du plan de l'OSCQ est décrit dans un document spécifique conforme à la *Loi sur la sécurité civile* de la province et intitulé *Plan des mesures d'urgence nucléaire externe à la centrale nucléaire Gentilly-2* (PMUNE-G2).

Le PMUNE-G2 définit les responsabilités des ministères et organismes gouvernementaux devant intervenir en cas d'urgence nucléaire à Gentilly-2 en vue de protéger le public, de réduire les conséquences au minimum et d'appuyer les autorités municipales. En vigueur depuis 1983, le PMUNE-G2 est régulièrement mis à jour. En 2002, les procédures d'intervention et les programmes d'appui ont été révisés et subséquemment mis en œuvre. Ceux-ci sont également mis à jour sur une base régulière.

En vertu du PMUNE-G2, Hydro-Québec et l'OSCQ ont des responsabilités distinctes mais complémentaires en ce qui concerne la planification des mesures d'urgence et les interventions en cas d'accident à la centrale de Gentilly-2. Dans le cadre de cette intervention, conformément au PMUNE-G2, l'OSCQ ouvre le centre des opérations gouvernementales qui coordonne les mesures des ministères et organismes du Québec et assure les liens avec les instances fédérales. Le centre d'urgence régional, situé à Trois-Rivières, coordonne les mesures prises localement et assure un soutien aux municipalités touchées.

La plus récente campagne d'information préventive sur les risques de nature nucléaire a été menée en janvier 2012 en même temps que la distribution de nouveaux comprimés d'iodure de potassium aux résidents et aux travailleurs de la zone de planification en cas d'urgence, dans un rayon de 8 km autour de la centrale nucléaire de Gentilly-2. Un site Web a été établi afin de

diffuser l'information pertinente. Par ailleurs, les municipalités de la zone de 8 km sont en voie d'installer un système d'alerte rapide de la population. La province de Québec possède de l'équipement spécial de détection et d'analyse permettant de caractériser l'environnement et la chaîne alimentaire. Chaque année, le personnel d'urgence appelé à les utiliser complète également une formation et des exercices pertinents.

Le plan directeur du PMUNE-G2 a été révisé en décembre 2012. Cependant, à la lumière de la décision du gouvernement du Québec de mettre un terme à l'exploitation de la centrale de Gentilly-2 et d'effectuer son déclassement, certaines mesures sont en voie d'être révisées afin de refléter le niveau de risque moins élevé.

Province du Nouveau-Brunswick

Le programme provincial en cas d'urgence nucléaire est régi par une entente de partenariat entre ENNB et le ministère de la Sécurité publique du Nouveau-Brunswick qui est le principal ministère provincial responsable de la sûreté et de la sécurité du public. Ses principaux organismes de la gestion des cas d'urgence et de la protection de la sécurité du public au Nouveau-Brunswick sont :

- l'Organisation des mesures d'urgence du Nouveau-Brunswick (OMU N.-B.) qui est le principal organisme provincial responsable de la gestion des cas d'urgence et d'aide financière en cas de désastre, y compris les événements de nature nucléaire et radiologique
- la Direction générale des initiatives en matière de sécurité qui est le principal organisme provincial responsable de la protection de la sécurité et des infrastructures essentielles

En plus de regrouper les responsabilités en matière de sûreté et de sécurité publiques au sein du ministère de la Sécurité publique, le gouvernement du Nouveau-Brunswick a complété les activités suivantes afin d'améliorer la préparation aux urgences dans la province :

- améliorer la prévention, la préparation et l'intervention pour tous les types de dangers, y compris l'intégration du dispositif de gestion des crises et de leurs conséquences en vertu d'un système unique de gestion des cas d'urgence
- investir une somme substantielle dans l'infrastructure internet du gouvernement provincial pour la rendre plus fiable et plus résistante aux défaillances et pour en accroître la capacité
- actualiser et renforcer la capacité opérationnelle du centre mixte des mesures d'urgence de l'OMU N.-B., y compris améliorer les processus opérationnels, investir dans l'infrastructure pour améliorer la connectivité et la collaboration entre les organismes d'intervention fédéraux et provinciaux et mettre davantage l'accent sur la capacité opérationnelle
- élaborer une stratégie de formation et d'exercice relative aux principaux scénarios, dont les interventions en cas d'urgence nucléaire, de sorte que l'organisation provinciale d'intervention en cas d'urgence ait l'occasion de participer à un exercice tous les ans plutôt que tous les trois ans comme c'était le cas auparavant
- refaire les stocks de comprimés d'iodure de potassium, mettre à jour les renseignements démographiques sur la zone de planification en cas d'urgence et améliorer les réseaux de communication reliant le centre d'urgence hors site et le centre mixte des mesures d'urgence

En vertu de la *Loi sur les mesures d'urgence* du Nouveau-Brunswick, l'OMU N.-B. est le principal organisme responsable de l'élaboration des plans des mesures d'urgence ainsi que de la direction, du contrôle et de la coordination des interventions en cas d'urgence.

Le plan des mesures d'urgence du Nouveau-Brunswick, préparé par l'OMU N.-B., définit une urgence comme une situation anormale nécessitant de prendre promptement des mesures débordant du cadre des procédures normales afin de limiter les dommages aux personnes, à leurs biens ou à l'environnement. Le but énoncé de ce plan est d'assigner les responsabilités pour les mesures devant être prises afin d'atténuer les conséquences de toute urgence dans la province du Nouveau-Brunswick, sauf une guerre.

Le plan définit le rôle principal joué par le ministère de la Sécurité publique et les rôles de soutien de 23 autres ministères, organismes et agences. Des représentants de ces différents groupes siègent au Comité des mesures d'urgence de la province qui dirige, contrôle et coordonne les interventions en cas d'urgence dans la province et, au besoin, apporte son soutien aux municipalités.

La capacité opérationnelle du Comité des mesures d'urgence de la province est caractérisée par deux états. Lorsqu'en état d'attente, des représentants des différents ministères sont disponibles sur appel. Si l'OMU N.-B. et/ou d'autres ministères doivent agir, il est alors en état d'urgence. Dans ce deuxième état, des représentants des ministères doivent se présenter à l'administration centrale où ils sont mis au courant de la situation d'urgence.

Dans le cadre de l'Organisation des mesures d'urgence (OMU), la province du Nouveau-Brunswick est divisée en huit régions. Le coordonnateur de l'OMU de chacune des régions encourage l'élaboration et l'amélioration des plans d'urgence au niveau des municipalités et, à ces fins, il fournit conseils et soutien. Il coordonne également les ressources provinciales mobilisées lors de situations d'urgence en milieu rural ou urbain. Pour accomplir ce travail, des comités en cas d'urgence sont établis dans chacune des régions afin d'aider les municipalités et la population des secteurs qui ne sont pas incorporées. Les membres de ces comités viennent des ministères de l'Environnement, de la Santé, de la Justice, des Ressources naturelles, du Développement social et des Transports, ainsi que des gouvernements municipaux.

Les autorités locales sont responsables de la planification des mesures d'urgence et des interventions en cas d'urgence dans leur territoire et, parfois, dans certains secteurs à l'extérieur de celui-ci. Les collectivités peuvent s'entraider mutuellement conformément à des ententes d'aide réciproque. Cependant, lorsqu'une situation d'urgence nécessite des ressources dépassant les capacités d'une collectivité, ou d'un groupe de collectivités, le gouvernement provincial apportera son soutien par l'entremise du comité en cas d'urgence de la région. Les centres régionaux des mesures d'urgence sont situés dans des locaux d'installations gouvernementales.

Le plan d'urgence hors site de Point Lepreau a été élaboré par l'OMU N.-B., conformément au cadre d'action décrit précédemment. Il partage les rôles et responsabilités entre les différentes parties appelées à intervenir après un incident à Point Lepreau qui occasionne une situation d'urgence hors site, et décrit les mesures immédiates devant être prises dans de telles situations. Ce plan a été révisé de manière importante parce que les fonctions attribuées aux différents ministères ne reflétaient plus adéquatement les capacités réelles.

S'il devenait nécessaire d'aviser le public d'une situation d'urgence hors site, des coordonnateurs en cas d'urgence feraient un suivi dans des secteurs donnés afin de s'assurer que les personnes

qui y résident sont informées adéquatement des mesures qu'elles doivent prendre. On a mis sur pied un système de notification automatique par téléphone et par courriel afin que des messages soient transmis à toutes ces personnes. Le besoin de prendre des mesures de protection sera également communiqué à la radio et à la télévision. Des dispositions ont été prises afin de venir en aide à ceux qui en auraient besoin s'il s'avérait nécessaire d'évacuer les gens.

L'OMU N.-B. élabore présentement un plan d'urgence radiologique afin de couvrir les événements qui ne sont pas de nature nucléaire.

Le gouvernement du Nouveau-Brunswick a mis en œuvre un nouveau système de gestion des incidents, y compris une structure organisationnelle reflétant principalement le système national de gestion des incidents des États-Unis ainsi qu'un ensemble d'outils de gestion de l'information et de prise de décisions. L'organisation et les outils en cas d'urgence ont été conçus de sorte à favoriser l'interopérabilité avec les organismes provinciaux et locaux de gestion des cas d'urgence, de même qu'avec les organismes fédéraux tels que Sécurité publique Canada, le Bureau de la protection contre les rayonnements de Santé Canada et le ministère de la Défense nationale.

Après la remise en service de la centrale de Point Lepreau, l'OMU N.-B. a élaboré récemment un programme d'exercice d'urgence nucléaire échelonné sur cinq ans qui permettra d'offrir de la formation et de tenir des exercices régulièrement. L'OMU N.-B. effectuera un examen du plan en cas d'urgence hors site chaque année.

Annexe 16.1e) – Précisions sur les dispositions fédérales en cas d’urgence

Dispositions détaillées du Plan fédéral en cas d’urgence nucléaire

Aux termes du Plan fédéral en cas d’urgence nucléaire (PFUN), une urgence nucléaire est un événement qui a entraîné, ou pourrait entraîner, un rejet non contrôlé de substances radioactives ou des expositions non contrôlées à des sources de rayonnement, qui présentent une menace pour la santé et la sécurité des membres du public, pour les biens du public ainsi que pour l’environnement.

Le PFUN contient les renseignements suivants :

- les grandes lignes du but particulier que poursuit le gouvernement fédéral lors de la phase d’intervention en cas d’urgence nucléaire, ainsi que les grandes lignes de son autorité, de son organisation d’urgence et de son concept opérationnel
- une description de l’ensemble des politiques fédérales en matière de préparation aux urgences, des principes de base ayant servi à l’élaboration du PFUN et des liens avec d’autres documents spécifiques qui sont pertinents pour le PFUN
- une description des rôles et responsabilités particuliers des organismes qui participent aux activités de planification ou de préparation aux urgences, ou d’intervention
- une description, en appendice, des liens entre les différentes organisations fédérales et provinciales de gestion des urgences nucléaires, ainsi que des dispositions prises pour coordonner les interventions et apporter le soutien des organismes fédéraux aux provinces touchées par une urgence nucléaire

Le PFUN donne les définitions suivantes des cinq catégories pour lesquelles les événements constituant des urgences nucléaires sont regroupés, selon l’ampleur des conséquences qu’ils pourraient entraîner pour le Canada et les Canadiens :

- Catégorie A : une urgence survenant à une centrale nucléaire située au Canada
- Catégorie B : une urgence survenant à une centrale nucléaire située aux États-Unis ou au Mexique
- Catégorie C : une urgence mettant en cause un navire à propulsion nucléaire naviguant dans les eaux territoriales canadiennes
- Catégorie D : les autres urgences radiologiques ou menaces potentielles graves au Canada et qui nécessitent l’intervention de plusieurs ministères ou de plusieurs autorités
- Catégorie E : une urgence nucléaire survenant ailleurs qu’en Amérique du Nord

Le PFUN ne s’applique pas :

- aux événements qui présentent seulement des risques radiologiques limités touchant une zone locale et dont les effets ne devraient pas excéder la capacité d’intervention des autorités locales ou provinciales/territoriales, non plus que celle des organismes de réglementation, y compris entre autres :
 - les événements aux installations nucléaires autorisées qui n’entraînent pas de conséquences radiologiques à l’extérieur du site ou qui occasionnent des dangers autres que radiologiques pour le personnel des installations, le public ou l’environnement
 - des accidents de transport mettant en cause des quantités de substances nucléaires réglementées, sur le territoire canadien ou dans les eaux territoriales canadiennes

- à la gestion et à la coordination des mesures prises par le gouvernement du Canada pendant la phase de rétablissement

Lorsqu'une urgence radiologique ou nucléaire survient, cela mène à une série d'interventions et de mesures de soutien technique qui visent à gérer l'événement, à en atténuer les répercussions et à protéger le public et l'environnement contre les effets radiologiques réels ou possibles.

L'étendue des dispositions de coordination décrites dans le PFUN et de la participation de chaque ministère et organisme dépendra de la nature, de l'importance et du lieu de l'événement, des responsabilités qui sont de compétence fédérale et du niveau d'aide demandée. Le gouvernement fédéral appliquera des mesures d'urgence conformes à son mandat et, selon des dispositions prises au préalable ou sur demande d'un gouvernement provincial, il fournira les services de soutien et les ressources disponibles à l'échelle nationale sous la coordination du Système national d'intervention en cas d'urgence et selon les dispositions du PFUN ou d'une annexe provinciale du PFUN.

Le PFUN prévoit la convocation d'un groupe d'évaluation technique multi-ministériel pour effectuer, au niveau fédéral, l'évaluation technique de la menace et des risques associés au danger radiologique ainsi que des mesures de protection appropriées qui devraient être prises pour atténuer les conséquences radiologiques sur la santé, la sûreté, les biens matériels et l'environnement. Le groupe d'évaluation technique peut demander à des équipes de travail ou à des experts internes de se charger de certaines fonctions d'évaluation technique, par exemple la modélisation des voies d'exposition environnementales, l'évaluation radiologique ou le suivi et la surveillance sur le terrain.

Comme l'ont démontré les accidents de Fukushima et de Tchernobyl, une urgence nucléaire grave à une centrale nucléaire située loin du Canada n'entraînerait que des effets limités au pays. Bien que de faibles quantités de substances radioactives puissent atteindre le Canada, il est peu probable que ces substances présentent une menace directe (par exposition aux retombées, par exemple) pour les habitants, les biens matériels ou l'environnement au Canada. Aussi, toute mesure prise par le Canada en vertu du PFUN à la suite d'une urgence nucléaire survenue dans une installation située ailleurs qu'en Amérique du Nord portera vraisemblablement une attention particulière aux aspects suivants :

- le contrôle des aliments importés provenant des zones situées à proximité du lieu de l'accident
- l'évaluation des effets de l'accident sur les Canadiens qui habitent ou voyagent à proximité de ce lieu
- l'évaluation des incidences de l'accident sur le Canada et une campagne d'information du public
- la coordination des interventions ou de l'aide fournie aux gouvernements étrangers et aux organismes nationaux et internationaux

Le niveau éventuel de gravité d'autres urgences radiologiques ou menaces potentielles graves, selon la définition qui en est donnée dans le PFUN, sera évalué en fonction de facteurs propres à chaque situation. Dans le cas des installations fixes et des matières en transit, il est possible de planifier de façon assez détaillée les mesures appropriées à prendre en cas d'urgence. Dans d'autres situations, la planification des mesures d'urgence peut être rendue plus compliquée par des facteurs tels que l'ampleur et la diversité éventuels des risques radiologiques, l'emplacement de la source de rayonnement, les incidences sur les infrastructures essentielles et la vitesse à laquelle les circonstances sont susceptibles d'évoluer.

Une fois que la situation aura été stabilisée après une urgence nucléaire et que les mesures immédiates et autres auront été prises pour protéger la santé et la sécurité du public, la gestion des dangers radiologiques passera de l'étape d'intervention à la phase de rétablissement. Le cadre supérieur responsable du PFUN, en consultation avec le chef du groupe d'évaluation technique du PFUN, le sous-ministre adjoint du Secteur de la gestion des mesures d'urgence et des opérations régionales (Sécurité publique Canada) et l'agent de coordination fédéral, recommanderait que l'application du PFUN passe au mode de soumission de rapports routiniers et que l'application de certains ou de tous les volets du PFUN qui ne sont pas requis pour faire la transition à l'étape de la reprise soit interrompue. Le Comité des sous-ministres adjoints sur la gestion des urgences, en consultation avec le Bureau du conseil privé, approuverait la transition à l'étape de la reprise ainsi que la fin de l'état d'urgence.

La responsabilité des activités de rétablissement est principalement du ressort des autorités provinciales/territoriales. Si une aide fédérale était requise pour des activités de reprise, la responsabilité de la coordination des activités de reprise serait assignée à un ministre particulier du gouvernement du Canada par le Bureau du conseil privé et par le premier ministre.

Le PFUN décrit les activités fédérales et les mesures de soutien offertes aux provinces, reconnues comme faisant partie de la phase de rétablissement. Elles sont :

- l'élaboration d'un plan à long terme de gestion du rétablissement, notamment les niveaux de référence des doses résiduelles attribuables à la contamination qui persistera à long terme et la stratégie de rétablissement des activités socio-économiques normales, dont les aspects internationaux
- la surveillance des secteurs contaminés, l'estimation des doses potentielles au public et aux travailleurs, et l'évaluation des dangers à moyen et à long terme pour la santé
- les activités de décontamination de l'environnement et d'élimination des déchets radioactifs
- la tenue à jour des registres de doses des travailleurs d'urgence
- les activités de rétablissement non radiologiques
- l'information publique et les communications internationales proactives et transparentes au sujet de l'ensemble des activités susmentionnées

Les dispositions de l'organisme de réglementation en matière de préparation et d'intervention en cas d'urgence

En vertu des responsabilités qui lui sont dévolues par la loi canadienne, la CCSN participe aux activités de prévention des urgences nucléaires, de préparation, d'intervention et de rétablissement après coup. La conformité du programme de gestion des urgences de la CCSN à la *Loi sur la gestion des urgences* (LGU) est passablement bonne.

Comme ses responsabilités en matière de réglementation comprennent un large éventail de situations, d'installations, d'activités et de substances, la CCSN doit établir des plans visant une gamme tout aussi variée de scénarios d'urgence. La CCSN maintient en état d'opération un centre des mesures d'urgence (à son administration centrale à Ottawa) dans le but de renforcer sa capacité d'intervention en cas d'urgence nucléaire. Ce centre sert à des manœuvres et des exercices de formation, menés par l'organisme responsable du PFUN ou par la CCSN, visant à confirmer un état de préparation aux urgences nucléaires adéquat. Le centre des mesures d'urgence de la CCSN est alimenté en électricité par le réseau public, mais il peut également

l'être à partir d'une génératrice de secours en cas d'une perte de réseau. La CCSN a également établi un deuxième lieu de rassemblement pour son personnel chargé des services d'urgence advenant le cas où les locaux de son administration centrale ne seraient pas accessibles.

Afin de se conformer à la politique P-325 de la CCSN, *Gestion des urgences nucléaires*, et d'appliquer son plan des mesures d'urgence, le programme de gestion des urgences prévoit l'intervention de membres du personnel pour évaluer l'importance des urgences et communiquer leurs constatations à la haute direction et au personnel de la CCSN ainsi qu'au public, aux médias, aux titulaires de permis et à tous les paliers de gouvernement.

Le plan des mesures d'urgence de la CCSN est le document qui expose les stratégies et lignes directrices que la Commission suivrait pour faire face à une urgence nucléaire. Il traite :

- des situations d'urgence susceptibles d'exiger une intervention de la part de la CCSN
- du rôle de la CCSN en cas d'urgence nucléaire
- du rôle des parties intéressées
- de l'organisation des mesures d'urgence de la CCSN
- du concept des opérations
- de l'infrastructure matérielle de la CCSN
- de l'état de préparation et des exigences relatives à la formation et aux exercices connexes

Le plan est publié avec l'autorisation du président de la CCSN et conformément aux objectifs de la LSRN et de ses règlements d'application, ainsi que de la LGU. Il est conçu de façon à être compatible et à s'harmoniser avec les plans et procédures d'urgence des titulaires de permis délivrés par la CCSN, des gouvernements provinciaux, du gouvernement du Canada et des organismes internationaux. S'inspirant des dispositions du *Règlement sur l'emballage et le transport des substances nucléaires* et de la *Loi sur le transport des marchandises dangereuses* et de ses règlements d'application, le plan comprend également les accords officiels conclus avec divers organismes et autorités compétentes.

Lorsqu'un cas d'urgence est déclaré, la mise en œuvre du plan des mesures d'urgence de la CCSN pourrait en bout de ligne faire intervenir :

- l'organisation des mesures d'urgence de la CCSN
- le personnel de la CCSN
- les titulaires de permis délivrés par la CCSN
- les transporteurs, expéditeurs et autres groupes ou personnes qui interviennent dans le transport des matières radioactives ou qui sont mis en cause de quelque autre façon
- les ministères et organismes du gouvernement du Canada
- les ministères et organismes du gouvernement de la province visée
- les médias d'information
- la Nuclear Regulatory Commission des États-Unis
- l'AIEA

Le plan des mesures d'urgence de la CCSN est en vigueur en tout temps dans l'un des quatre modes suivants :

- mode normal : la CCSN procède à des activités de planification et de formation, ainsi qu'à des exercices destinés à maintenir son état de préparation aux urgences. C'est

également dans ce mode qu'elle réagit aux incidents qui ne justifient pas le déclenchement du plan des mesures d'urgence

- mode d'attente : la CCSN prévient les personnes qui doivent participer à une intervention et surveille les situations susceptibles d'exiger une intervention d'urgence à une étape quelconque
- mode d'intervention : la CCSN, ayant décidé qu'il y a lieu d'intervenir d'urgence, déclenche le plan des mesures d'urgence et amorce les préparatifs en vue de l'intervention
- mode de rétablissement : après une période en mode d'intervention, la CCSN procède à un certain nombre d'activités qui visent à retourner à un état autre que l'état d'urgence, et donc à rétablir soit le mode d'attente, soit le mode normal

Aux termes du plan des mesures d'urgence de la CCSN, une urgence nucléaire est une situation anormale, liée à une activité radiologique, ou encore à une activité ou une installation autorisée en vertu d'un permis délivré par la Commission, qui pourrait exiger une intervention prompte, débordant du cadre des procédures normales, afin de limiter les dommages causés aux personnes, aux biens matériels ou à l'environnement.

De telles urgences peuvent avoir lieu tant sur le site qu'hors site. Une urgence nucléaire pourrait, par exemple, résulter d'un événement mettant en cause :

- un rejet, réel ou éventuel, de substances radioactives ou de toute substance nucléaire réglementée en vertu de la LSRN, provenant d'une centrale nucléaire, canadienne ou d'un autre pays, ou de toute autre installation autorisée en vertu d'un permis délivré par la CCSN
- la perte, le vol, la découverte ou le transport de substances nucléaires tant au Canada qu'à l'étranger

La nature de sa participation peut prendre diverses formes. La CCSN pourrait ainsi tout aussi bien échanger des idées et de l'information que coordonner les plans, ou encore participer à des programmes de formation et à des exercices ou entreprendre une intervention dans le cadre d'une urgence réelle. Son plan des mesures d'urgence fournit, pour l'ensemble de l'organisme, des lignes directrices relatives à la participation du personnel. Plus particulièrement, ce plan indique les membres du personnel de la CCSN qui feraient partie de l'organisation d'urgence, selon la nature de l'urgence. Leurs responsabilités en cas d'urgence nucléaire s'apparentent à celles qu'ils ont dans le cadre des activités normales de la CCSN.

La CCSN a élaboré divers mécanismes d'ordre technique et administratif qui ont été intégrés à son plan des mesures d'urgence. Ils comprennent des accords de coopération bilatérale avec d'autres autorités tant au pays qu'à l'étranger, de même qu'un programme d'agent de service qui, mis en œuvre par la CCSN, permet de fournir des renseignements, des conseils ou de l'aide en tout temps en cas d'incident réel ou éventuel mettant en cause des substances nucléaires ou le rayonnement.

Annexe 16.1f) – Description d'exercices d'urgence d'importance

L'exercice d'urgence de grande envergure (Intrepid) mené par ENNB et l'autorité provinciale (Organisation de mesures d'urgence du Nouveau-Brunswick [OMU N.-B.]) en mars 2012 simulait un accident grave à la centrale de Point Lepreau et l'évacuation virtuelle des collectivités avoisinantes. Il offrait l'occasion d'examiner si les plans d'urgence sur le site et hors site sont adéquats et appropriés. L'exercice Intrepid 2012 constituait le premier exercice de grande envergure faisant l'objet d'une évaluation du système de commande en cas d'incident à la centrale de Point Lepreau, dans le cadre du plan provincial (révisé en 2012) des mesures à prendre en cas d'urgence hors site. C'était le premier exercice de grande envergure à faire l'objet d'une évaluation depuis 2006. Le scénario choisi pour l'exercice Intrepid 2012 comportait un accident grave qui entraînerait des rejets radioactifs d'une ampleur prédéterminée. Il prévoyait également une évacuation du personnel de la centrale nucléaire et des collectivités avoisinantes, nécessitant ainsi la participation de ressources hors site. L'intervention exigeait l'activation des organisations d'intervention en cas d'urgence sur le site et hors site, y compris le centre des opérations d'urgence de la province, la GRC, le réseau de santé Horizon, Ambulance Nouveau-Brunswick, la Croix-Rouge et le Centre des mesures d'urgence de la CCSN. Dans l'ensemble, l'exercice Intrepid 2012 a été un succès et a atteint tous les objectifs visés. Tous les participants ont démontré qu'ils possédaient les capacités pour prendre les mesures requises pour protéger le public et le personnel de la centrale en cas d'accident grave. Les conclusions clés tirées de cet exercice ont été ajoutées, à titre de points ayant une haute priorité, au plan détaillé du projet de l'OMU N.-B. visant à assurer le maintien de la préparation aux urgences.

Des membres du personnel de la CCSN, en poste à l'administration centrale et au site de la centrale de Point Lepreau, ont également participé à l'exercice Intrepid. Les équipes d'évaluation technique et de réglementation des opérations ont profité de cette occasion pour exercer leurs fonctions d'analyse et d'évaluation. Ceci comprenait la modélisation du panache et l'évaluation des mesures de protection prises par les autorités provinciales.

Bruce Power et l'organisme Gestion des situations d'urgence Ontario ont tenu une série de sessions de formation en prévision d'un exercice à l'automne 2012 mettant en cause un accident hors dimensionnement. Cet exercice a été conçu de façon à tester la capacité des organismes concernés en Ontario d'intervenir en cas de désastre naturel d'importance, tant en ce qui concerne la partie sur le site que la partie hors site de la gestion des urgences. En parallèle à cela, Bruce Power déménageait son centre de gestion des urgences et apportait des améliorations à son équipement d'intervention en cas d'urgence. Plus de 50 organismes ont participé à l'exercice « Huron Challenge Trillium Resolve » organisé par Bruce Power et mené par l'organisme Gestion des situations d'urgence Ontario. Celui-ci a duré une semaine et sa trame consistait en un désastre régional. Plus de 40 scénarios ont été utilisés auxquels approximativement 1 000 personnes ont participé dans la région. Les municipalités des comtés de Bruce, d'Huron, de Grey et de Wellington ont fait face à une grande variété de scénarios simulant divers désastres. Des équipes provinciales possédant de l'équipement spécialisé ont également participé à cet exercice, dont l'unité Recherche et sauvetage en milieux urbains de la Sureté de l'Ontario, une équipe d'intervention en cas d'urgence chimique, biologique, radiologique et nucléaire, le ministère de la santé de l'Ontario, une équipe d'aide médicale en cas d'urgence pour les soins de

longue durée, ainsi que des organisations fédérales comme Santé Canada et RNCAN, de même que des organismes non gouvernementaux, dont la Croix rouge.

Dans le cadre du scénario, le personnel de Bruce Power au site devait faire face à une série de dangers, le plus grave étant une tornade de même force que celle qui a frappé un endroit 60 km au sud du site en 2011, près de Goderich en Ontario. Aux fins de l'exercice, on simulait une perte totale de l'alimentation électrique provenant du réseau de même qu'une perte de toutes les génératrices de secours et d'urgence de la centrale de Bruce-B (un événement très improbable). Dans ce scénario, l'alimentation électrique de la centrale de Bruce-A provenant du réseau était perdue mais les génératrices de secours et d'urgence étaient disponibles. L'équipement d'urgence servant à atténuer les conséquences a néanmoins été mis à la disposition des intervenants afin de vérifier la capacité de Bruce Power d'intervenir en cas d'une perte totale de l'alimentation électrique aux deux centrales en même temps. Un personnel d'urgence formé est intervenu, sur le terrain et au nouveau centre de gestion des urgences de Bruce Power qui est à la fine pointe de la technologie. Ce centre a été occupé et en opération de façon continue pendant trois jours au cours de l'exercice. Pendant que les services d'urgence et de protection de Bruce Power intervenaient aux deux centrales nucléaires avec des camions citernes et des génératrices portatives, le personnel d'exploitation configurait les systèmes de façon à pouvoir recevoir l'eau et l'alimentation électrique de ces sources.

Les scénarios auxquels les intervenants ont dû faire face étaient extrêmement réalistes et difficiles. Par exemple, les routes qu'ils devaient emprunter étaient obstruées et ils devaient les dégager pour pouvoir se rendre jusqu'aux centrales nucléaires. L'équipement d'urgence a été mis à la disposition des intervenants et mis en service en moins de deux heures. Tout comme dans le cas de l'accident de Fukushima, les communications ont été interrompues de manière sporadique, rendant les communications entre le personnel d'exploitation et les intervenants plus difficiles. La communication hors site, avec le public et les organismes gouvernementaux, a aussi également été rendue plus difficile. Bruce Power a mis en place une infrastructure de communication très solide qui lui permettra de communiquer à l'interne et à l'externe lorsque requis.

Cet exercice visant à valider le concept en permettant à Bruce Power de démontrer que toutes les améliorations apportées en réponse à l'accident de Fukushima fonctionnaient vraiment et à un niveau élevé. Bruce Power a démontré pouvoir faire face aux scénarios d'urgence les plus difficiles que les créateurs de l'exercice « Huron Challenge Trillium Resolve » pouvaient concevoir.

Des exercices d'urgence nécessitant des interventions à plusieurs niveaux sont prévus aux centrales de Darlington, de Gentilly-2 et de Pickering d'ici 2016. Différentes autorités compétentes aux niveaux provincial et fédéral devraient y participer. L'exercice à la centrale de Darlington prévu en mai 2014 et intitulé « Unified Response », en sera un de grande envergure afin de vérifier l'état de préparation d'OPG, des gouvernements municipaux, de la province de l'Ontario et d'organismes fédéraux et non gouvernementaux et l'intégration de leurs plans d'intervention en cas d'urgence nucléaire. La Nuclear Regulatory Commission des États-Unis (USNRC) y participera également. Au niveau fédéral, la CCSN, Santé Canada et Sécurité publique Canada participent à la conception et la planification de l'exercice.

Deux ateliers de travail nationaux portant sur la préparation aux urgences nucléaires ont eu lieu en Ontario et au Nouveau-Brunswick en mars 2013. Ils avaient pour but de s'assurer d'une

compréhension claire des différents plans d'urgence nucléaire et des liens entre le grand nombre d'autorités compétentes et de faire ressortir les meilleures pratiques actuelles de même que les lacunes et les domaines nécessitant des améliorations. Dans le cadre de ces ateliers, un exercice simulé a eu lieu portant sur deux scénarios dont la gravité s'accroît et mettant en cause une centrale nucléaire : un accident faisant partie du fondement de la planification et un accident hors-fondement de la planification. La discussion visait à cerner les lacunes et les questions, particulièrement en ce qui concerne les capacités d'intervention et les liens entre les différentes autorités compétentes. Les constatations découlant de ces ateliers font présentement l'objet d'une évaluation.

Annexe 17 – Évaluation de l'emplacement de nouvelles centrales nucléaires au cours de la période de référence

En appui à la demande d'un permis de préparation de l'emplacement soumise au cours de la période de référence et de l'évaluation environnementale (EE) qui était une condition préalable, OPG a réalisé un nombre d'études en 2009 afin d'évaluer le site pour démontrer que le site choisi pour construire une nouvelle centrale nucléaire à Darlington respecte les exigences réglementaires canadiennes, en particulier celles stipulées dans le document RD-346, *Évaluation de l'emplacement des nouvelles centrales nucléaires*. (Pour de l'information contextuelle à ce sujet, voir l'alinéa D.3 du chapitre I.) Ces études à des fins d'évaluation comprenaient les dangers externes de source naturelle et les événements externes d'origine humaine, ainsi que les sujets suivants :

- les événements externes d'origine humaine (y compris des rejets radioactifs lors d'événements nucléaires à la centrale nucléaire à tranches multiples de Darlington déjà en place)
- la dispersion des substances radioactives dans l'air et dans l'eau
- les dangers sismiques
- les dangers liés à la météo (dont les tornades)
- les dangers d'inondation (le long des côtes et au niveau du fleuve)
- les aspects géotechniques
- d'autres menaces guettant l'alimentation en eau de refroidissement (dont l'encrassement biologique)

Ces dangers ont été évalués en ce qui concerne le risque qu'ils représentent pour les nouvelles tranches de la centrale nucléaire et en bout de ligne pour le public et l'environnement. Une approche englobant plusieurs technologies a été utilisée afin de d'utiliser les différentes technologies envisagées pour ce site et qui faisaient alors l'objet d'évaluations. Ceci comportait l'utilisation d'une gamme de paramètres de centrale limitatifs, représentative de l'approche utilisée aux États-Unis, englobant les conceptions de réacteur envisagées. L'ensemble de ces paramètres délimitent les valeurs des caractéristiques du site correspondantes. De plus, pour chacun des domaines de danger, il a été déterminé que le risque est suffisamment faible ou qu'il pourrait être abaissé à un niveau acceptable par des mesures d'atténuation intégrée à la conception.

Pour évaluer les incidences possibles des changements climatiques, on a fait usage dans le cadre du projet d'une nouvelle centrale nucléaire à Darlington des prévisions qui ont été formulées par Environnement Canada, le Groupe d'experts intergouvernemental sur l'évolution du climat et RNCan. L'information utilisée à titre de référence pour les études comprend des renseignements historiques de même que des prévisions au sujet des tendances futures concernant le domaine particulier à l'étude (le bassin des Grands Lacs).

Pour évaluer les bénéfices de mesures de protection pour la population locale (p. ex. évacuation temporaire et relocalisation à long terme), les termes sources limitatifs ont en outre été déterminés, se fondant sur les objectifs de sûreté. OPG a sélectionné un inventaire de radionucléides du coeur du réacteur d'une des technologies à l'étude. Des rejets de référence ont ensuite été déterminés pour chacun des radionucléides, utilisant la fraction rejetée selon les résultats de l'analyse de la sûreté de la conception de réacteur en cause dans le cas d'un accident

prédéterminé (un accident grave occasionnant des dommages graves au coeur du réacteur et contribuant de façon importante à la grande fréquence de rejets). Ces rejets de référence ont ensuite été normalisés, se fondant sur les objectifs de sûreté (valeurs limites de rejet) énoncés dans le document RD-337 de la CCSN, *Conception des nouvelles centrales nucléaires*, liés à la fréquence des petits rejets radioactifs et la fréquence des grands rejets radioactifs. On a jugé que les termes sources étaient à l'intérieur de l'enveloppe des accidents hors dimensionnement (qu'ils soient occasionnés par des événements externes extrêmes menant à une perte possible de l'infrastructure du site ou par des événements internes dont la fréquence est petite) et qu'ils sont représentatifs d'accidents graves. Se fondant sur ces termes sources, les doses au public ont été calculées à différentes distances de la centrale nucléaire et à différentes heures du jour. Les résultats montrent que les secteurs touchés sont bien à l'intérieur de la zone primaire de 10 km autour de la centrale pour laquelle il est prévu d'effectuer une planification détaillée et de préparer de façon minutieuse des mesures de contrôle de l'exposition.

OPG a conclu que, globalement, le site est approprié pour une nouvelle centrale nucléaire.

La période d'examen public ainsi que l'audience de la Commission d'examen conjoint sur l'EE ont eu lieu au cours de la période de référence et OPG a pendant ce temps soumis une demande de permis de préparation de l'emplacement. Cette commission comprenait trois personnes nommées par le ministre de l'Environnement avec l'agrément du gouverneur en conseil (le Cabinet) et en consultation avec le Président de la CCSN. En plus du président de la Commission d'examen conjoint, qui était déjà un commissaire, les deux autres membres de la Commission d'examen conjointe ont été nommés membre temporaire de la Commission aux fins de la délivrance d'un permis de préparation de l'emplacement, une fois l'EE complétée avec succès.

Au cours de la période de référence, le personnel de la CCSN a examiné l'EIE soumis par OPG en appui à l'EE, ainsi que les renseignements soumis avec la demande d'un permis de préparation de l'emplacement. Avant l'audience tenue par la Commission d'examen conjoint, le personnel de la CCSN l'avait informée qu'il avait déterminé que :

- le demandeur est compétent pour exercer l'activité autorisée par le permis
- que l'emplacement prévu est approprié pour un développement futur, et que les activités visées par le permis ne présenteront pas de risque indu pour la préservation de la santé et de la sécurité des personnes, pour le maintien de la sécurité nationale et pour la protection de l'environnement, tout au long du cycle de vie de l'installation proposée

À la suite du processus d'audience, la Commission d'examen conjoint a conclu en 2011 que le projet n'était pas susceptible d'entraîner des effets néfastes importants. Après que le gouvernement du Canada eut accepté l'EE, la Commission d'examen conjointe a délivré en 2012 un permis de préparation de l'emplacement. Le rapport de cette commission comprenait 63 recommandations.

Plus particulièrement, la Commission d'examen conjoint a recommandé que la CCSN exige qu'OPG effectue une analyse quantitative des coûts et bénéfices d'utiliser des tours de refroidissement au lieu d'un système d'eau de refroidissement du condenseur à passage unique, faisant appel au principe d'application de la meilleure technologie disponible qui est viable économiquement.

OPG a effectué une analyse afin de comparer le système de refroidissement à passage unique aux tours de refroidissement à tirage mécanique et elle a choisi le premier pour la centrale nucléaire

proposée. OPG a également mis en œuvre un programme de consultation et d'information publiques en même temps que l'analyse, tel que décrit à l'alinéa 9c).

À la demande d'OPG, le personnel de la CCSN a examiné cette analyse et conclu que la méthode utilisée par OPG est conforme aux recommandations de la Commission d'examen conjoint. Il a également conclu qu'il n'existait aucun obstacle fondamental à l'autorisation d'un système d'eau de refroidissement à passage unique pour la centrale proposée, moyennant certaines conditions communiquées officiellement à OPG par le personnel de la CCSN.

L'examen effectué par le personnel de la CCSN ne limite en rien les décisions futures de la Commission, advenant qu'OPG soumette une demande de permis de construction d'une centrale nucléaire. Le personnel de la CCSN informera la Commission au sujet de son examen et de son évaluation au cours de la prochaine période de référence.

Annexe 17(ii)a) – Processus d'évaluation environnementale

La *Loi canadienne sur l'évaluation environnementale* (LCEE, 2012), qui remplaçait la LCEE de 1992, est entrée en vigueur le 6 juillet 2012 et constitue le fondement juridique du processus fédéral d'EE au Canada. Les EE indiquent si un projet particulier est susceptible d'entraîner des incidences environnementales importantes et s'il est possible de les atténuer. En tenant compte des incidences environnementales et des possibilités d'atténuation au début d'un projet, des délais et des coûts inutiles peuvent être évités ou la possibilité réduite qu'ils se produisent.

La CCSN est la seule autorité fédérale responsable de la réalisation de l'EE pour les projets désignés liés au nucléaire qui sont énumérés dans le *Règlement désignant les activités concrètes* (« la liste des projets »). Le ministre fédéral de l'Environnement peut également désigner un projet n'apparaissant pas dans la « liste des projets » si celui-ci peut occasionner des effets négatifs sur l'environnement ou si le public manifeste des inquiétudes relativement à ces effets.

Le personnel de la CCSN examine les demandes de permis et les descriptions de projet afin de déterminer si une EE est nécessaire. Si c'est le cas, la CCSN ne peut délivrer un permis, accorder une autorisation ou prendre toute autre mesure permettant l'exécution, en tout ou en partie, du projet jusqu'à ce que le processus d'EE ait été complété et qu'une décision ait été rendue.

Un projet peut également nécessiter des EE relevant d'autres autorités compétentes. Dans un tel cas, la CCSN et les autres autorités compétentes déterminent si toutes les exigences en matière d'EE peuvent être traitées par un processus unique afin de réduire le chevauchement et d'assurer l'efficacité de la réglementation. Les ententes en place à ce sujet donnent des lignes directrices sur les rôles et responsabilités de chacune des autorités compétentes dans l'évaluation de tels projets. Bien que la CCSN soit la seule autorité fédérale responsable de la réalisation de l'EE pour les projets liés au nucléaire apparaissant sur « la liste des projets », d'autres ministères du gouvernement fédéral peuvent être appelés à fournir leur expertise technique pour compléter le processus d'EE. La CCSN peut également déléguer à une autre autorité compétente la réalisation d'une EE ou de toute partie d'une EE. Dans de tels cas, la CCSN demeure, aux termes de la loi, responsable de s'assurer que les exigences pertinentes de la LCEE sont respectées, et la décision relative à l'EE est rendue par la Commission.

La LCEE (2012) offre plusieurs occasions au public de participer au processus d'EE tout au long de celui-ci. Le personnel de la CCSN utilise une approche faisant usage de critères pour déterminer le moment et la nature des interventions par le public et les Autochtones (p. ex. des examens de documents, des réunions, des journées portes ouvertes).

La Commission doit rendre une décision relative à l'EE conformément au paragraphe 52 de la LCEE avant qu'une décision permettant l'exécution du projet ne puisse être prise. Si la Commission détermine que le projet désigné n'est pas susceptible d'entraîner des effets environnementaux qui sont négatifs et importants, elle doit alors déterminer, dans le cadre du processus de délivrance de permis, toute mesure d'atténuation que le promoteur du projet devra prendre. Au contraire, si la Commission conclut que le projet est susceptible d'entraîner des effets environnementaux qui sont négatifs et importants, elle doit renvoyer au gouverneur en conseil la question de savoir si ces effets sont justifiables dans les circonstances (conformément au paragraphe 52(2) de la LCEE).

Le processus de délivrance de permis de la CCSN comprend un examen et l'approbation de l'information soumise relativement à chacune des activités du projet devant être réalisées. Ceci

permet de s'assurer que les activités du projet respectent les limites de l'EE avant qu'elles ne débutent. En outre, une fois que le travail a commencé, le processus de conformité de la CCSN s'appliquant aux titulaires de permis est utilisé pour vérifier que toutes les mesures d'atténuation sont mises en œuvre et pour s'assurer que les conclusions de l'EE sont justes et que les mesures d'atténuation sont efficaces, le cas échéant.

Annexe 17(iii)a) – Exemples d'évaluations effectuées et de mesures prises par les titulaires de permis pour réévaluer et tenir en compte des facteurs liés au site

Exemple de l'évaluation portant sur les changements climatiques – Bruce-A et Bruce-B

Les deux effets les plus probables des changements climatiques sur les centrales nucléaires sont une augmentation de la fréquence et de l'intensité d'événements météorologiques violents et un changement du niveau d'eau du lac.

Malgré l'augmentation apparente du nombre d'événements météorologiques violents enregistrés depuis 1970, ces événements n'ont pas eu d'incidence sur l'exploitation des centrales de Bruce-A et de Bruce-B. Les effets possibles de conditions météorologiques extrêmes ont été pris en compte dans leur conception et elles ont été construites pour résister aux effets de tels événements. Des augmentations de la fréquence et de l'intensité des événements météorologiques violents, possiblement causés par les changements climatiques, ne devraient pas avoir de conséquence sur les centrales nucléaires au cours de leur durée de vie utile.

La venue de changements climatiques pourrait possiblement altérer l'équilibre des caractéristiques de l'eau du lac à cause de variations des précipitations atmosphériques et du taux d'évaporation. Il est prévu que les effets négatifs possibles sur le maintien du niveau de l'eau du lac dus à l'augmentation des températures saisonnières (évaporation plus rapide) seront compensés en grande partie par l'augmentation des précipitations atmosphériques que les modèles prévoient. Il est donc prévu que le niveau moyen de l'eau du lac Huron devrait baisser de moins de deux mètres au cours des 100 prochaines années. On s'attend à ce que ce changement soit graduel et qu'aucun effet néfaste sur les centrales de Bruce-A et Bruce-B ne se manifeste au cours de leur durée de vie utile.

Exemple concernant la mortalité des poissons par effets d'impaction et d'entraînement - Pickering

Afin de réduire le taux de mortalité des poissons par effets d'impaction et d'entraînement, un filet servant de barrière a été installé en 2009 à l'entrée de la prise d'eau dans le lac Ontario à Pickering. Le filet est enlevé de la mi-novembre à la mi-avril à cause de la présence de glace, des conditions difficiles sur le lac en hiver et des conditions dangereuses auxquelles les plongeurs devraient s'exposer pour effectuer l'entretien du filet (environ trois fois par semaine). La CCSN a établi les objectifs de réduction du taux mortalité suivants : au moins 80 % pour l'effet d'impaction et au moins 60 % pour l'effet d'entraînement. Le filet a permis d'atteindre l'objectif de rendement lié à l'effet d'impaction.

Afin de compenser pour l'effet d'entraînement et tout effet d'impaction résiduel, par exemple pendant l'hiver alors que le filet n'est pas en place, le personnel de la CCSN et le ministère canadien des Pêches et Océans ont donné leur accord au plan d'OPG de soutenir un projet de restauration du saumon de l'Atlantique et la restauration de milieux humides locaux afin de compenser pour la mort de poissons à cause des effets d'impaction et d'entraînement pendant l'hiver, alors que le filet n'est pas en place.

Annexe 18 – Renseignements à l'appui des exigences et évaluations de la CCSN relatives à la conception

Exigences de conception dans le document RD-337 de la CCSN

Le document RD-337 de la CCSN, *Conception des nouvelles centrales nucléaires* stipule, dans la mesure du possible, des exigences neutres sur le plan technologique relatives à la conception de nouvelles centrales nucléaires refroidies à l'eau. Ce document comprend des directives sur :

- l'établissement de buts et d'objectifs de sûreté à l'égard de la conception
- l'utilisation de principes de sûreté dans la conception
- l'application de principes de gestion en matière de sûreté
- la conception de structures, systèmes et composants
- l'établissement de liens entre des aspects de l'ingénierie, les caractéristiques des centrales et l'aménagement des installations
- l'intégration des évaluations de sûreté aux processus de conception

Le document RD-337 décrit cinq niveaux de défense en profondeur visant, en ordre croissant, à :

- prévenir des états d'exploitation anormaux et des défaillances des SSC
- détecter et réagir aux écarts par rapport à l'état d'exploitation normal afin d'empêcher les IFP de dégénérer en conditions accidentelles, et à remettre la centrale dans son état normal
- minimiser les conséquences des accidents en mettant en place des caractéristiques de sûretés inhérentes, une conception à sûreté intégrée, de l'équipement supplémentaire et des procédures d'atténuation
- s'assurer que les rejets de matières radioactives entraînés par les accidents sévères demeureront au niveau le plus bas qu'il soit possible d'atteindre
- atténuer les conséquences radiologiques de tout rejet possible de matières radioactives pouvant résulter d'accidents

De façon générale, les critères énoncés dans le document RD-337 relativement aux critères d'acceptation des doses sont fondés sur le postulat voulant que les risques reliés à une nouvelle technologie n'accroissent pas de manière importante les risques à la société déjà présents. Ces critères devraient également être suffisants pour s'assurer que très peu d'accidents nécessiteront l'application de mesures de protection. L'objectif de sûreté lié aux grands rejets radioactifs est exprimé en termes d'un rejet de césium 137 qui nécessiterait une relocalisation à long terme de la population afin d'atténuer les effets possibles à la santé. Dans le cas des petits rejets radioactifs, l'objectif de sûreté est exprimé en termes d'un rejet d'iode 131 qui nécessiterait une évacuation temporaire de la population afin d'atténuer les effets sur la santé. De sorte qu'un équilibre existe entre la prévention et l'atténuation, un troisième objectif a été défini, celui-ci étant de limiter la fréquence des accidents graves touchant le cœur du réacteur. Ceci donne l'assurance que le concepteur n'accorde pas une confiance trop grande au système de confinement du réacteur.

Le document RD-337 stipule que les SSC importants pour la sûreté sont de conception éprouvée et sont conçus conformément à des normes modernes. Lorsqu'un SSC de nouvelle conception ou comportant de nouvelles caractéristiques est choisi ou que de nouvelles pratiques d'ingénierie sont utilisées, il est démontré que la sûreté est adéquate par une combinaison de programmes de R-D à l'appui et par un examen de l'expérience pertinente découlant d'applications similaires. Un programme de qualification approprié est en place pour s'assurer que la nouvelle conception

respecte toutes les exigences de sûreté applicables. Les nouvelles conceptions font l'objet d'essais avant d'être mises en service et d'un suivi ensuite afin de s'assurer que le rendement prévu est atteint. Le document RD-337 indique également que la conception d'une centrale nucléaire doit tenir compte de l'OPEX du secteur nucléaire, ainsi que des résultats de programmes de recherche pertinents.

Le document RD-337 contient également des exigences en matière de fiabilité, d'aptitude fonctionnelle et de facteurs humains en ce qui a trait à la conception.

Les exigences dans le document RD-337 portant sur la fiabilité de la conception comprennent la prise en compte des défaillances d'origine commune et de l'indisponibilité de l'équipement. On y retrouve également des exigences ayant trait aux défaillances uniques et la conception à sûreté intégrée dans le cas des SSC importants pour la sûreté. Des considérations spéciales relatives au partage des instruments entre les systèmes de sûreté et des SSC entre les différents réacteurs y sont également énoncées.

Le document RD-337 comporte également des exigences d'automatisation de différentes fonctions de sûreté de sorte que l'opérateur n'ait pas à intervenir en un délai donné après le début d'un incident de fonctionnement prévu ou d'un accident de dimensionnement. Une distinction appropriée et claire entre les fonctions assignées au personnel d'exploitation et celles devant être effectuées automatiquement par un système est facilitée par un examen systématique des facteurs humains et de l'interface homme-machine. Le besoin d'intervention par l'opérateur dans un laps de temps court devrait être réduit le plus possible.

Le document RD-337 exige la mise en place d'un programme d'ingénierie des facteurs humains (IFH) qui facilite l'interface entre le personnel d'exploitation et les SSC de la centrale nucléaire en utilisant des techniques d'analyse systématiques et éprouvés pour prendre en compte les facteurs humains. Le programme devrait promouvoir d'accorder une attention particulière à l'aménagement et aux procédures de la centrale, à l'entretien, à l'inspection, à la formation et à l'application des principes ergonomiques liés à la conception des aires et des environnements de travail. La conception de la centrale devrait faciliter le diagnostic, les interventions des opérateurs et la gestion des conditions de la centrale nucléaire pendant et après les incidents de fonctionnement prévus, les accidents de dimensionnement et les accidents hors dimensionnement. Ceci est accompli par l'entremise d'instruments de surveillance adéquats, d'un aménagement de la centrale propice et des dispositifs de commande qui conviennent bien au fonctionnement de l'équipement en mode manuel.

Le programme d'IFH devrait :

- réduire, en autant que cela est possible, la possibilité d'erreurs humaines
- prévoir des moyens de déceler les erreurs humaines et des méthodes de rétablissement en cas d'erreur
- atténuer les conséquences des erreurs

Des plans de vérification et de validation des facteurs humains sont établis pour toutes les étapes pertinentes du processus de conception afin de confirmer que toutes les interventions nécessaires de l'opérateur sont correctement prises en compte dans la conception.

Le document RD-337 stipule que les interfaces homme-machine de la salle de commande principale, de la salle de commande auxiliaire, du centre de soutien d'urgence et de la centrale fournissent aux opérateurs les renseignements nécessaires et appropriés, dans un format utilisable

et compatible à la prise de décisions et aux délais d'intervention. Des exigences de conception, qui prennent en compte les facteurs ergonomiques, sont en place concernant la salle de commande principale et le centre de soutien d'urgence de sorte que les travailleurs jouissent d'un environnement propice quelles que soient les conditions auxquelles ils doivent faire face.

Examen préalable de la conception des réacteurs des fournisseurs

Le processus d'examen préalable de la conception des réacteurs des fournisseurs est divisé en trois phases distinctes. Habituellement, la CCSN fournit un rapport confidentiel au fournisseur à la fin de chaque phase, et un sommaire de celui-ci est affiché sur le site Web de la CCSN.

Phase 1 : La CCSN confirme que les informations soumises concernant la conception particulière démontrent que le fournisseur comprend les exigences et les attentes réglementaires canadiennes. La CCSN détermine la nature des informations à soumettre.

Phase 2 : La CCSN confirme que les informations soumises concernant la conception particulière démontrent qu'elle est conforme au document RD-337 et aux documents connexes. La CCSN définit l'ampleur de l'examen qui englobe habituellement l'évaluation des 16 domaines thématiques suivants :

- défense en profondeur, classification des SSC, critères d'acceptation des doses
- conception nucléaire du coeur du réacteur
- mécanismes d'arrêt du réacteur
- conception du combustible
- système de refroidissement d'urgence du coeur et système d'alimentation d'urgence en eau
- système de régulation du réacteur
- enceinte de confinement
- enveloppe sous pression du circuit caloporteur primaire
- prévention et atténuation des accidents graves
- protection-incendie
- radioprotection
- programme d'AQ
- facteurs humains
- criticité hors coeur
- robustesse, garanties et sécurité
- analyse de la sûreté

Phase 3 : Se fondant sur la rétroaction reçue de la CCSN à la phase 2, le fournisseur peut se renseigner davantage auprès de la CCSN et fournir un plan de résolution pour tout problème de conception relevé pendant la phase 2. La quantité d'information soumise à cette phase est à la discrétion du fournisseur.

L'examen ne comprend pas les éléments non techniques comme :

- les coûts de la conception
- l'achèvement de la conception
- les facteurs ayant une incidence sur la préparation du calendrier pour l'examen d'une demande de permis
- les facteurs de capacité

-
- les modifications de la conception qui pourraient être requises à cause de constatations futures

Au moment de préparer ce rapport, les activités suivantes avaient été réalisées au chapitre des examens préalables de la conception des réacteurs des fournisseurs :

- la phase 3 est complétée pour le réacteur d'EACL de type RCA-1000
- il est prévu que la phase 2 de l'examen du réacteur de type AP1000 de Westinghouse sera complétée en juin 2013
- les phases 1 et 2 de l'examen du réacteur de l'EACL de type C6 (version améliorée du CANDU 600) ont été complétées et il est prévu que la phase 3 sera complétée en juin 2013
- la phase 1 de l'examen du réacteur de type EPR d'Areva a été annulée à la fin de 2012

Annexe 18(i) – Précisions relatives à l'évaluation et l'amélioration de la défense en profondeur

Les travaux de réfection des tranches 1 et 2 de la centrale de Bruce-A et de la centrale de Point Lepreau afin de prolonger leur durée de vie ont été complétés au cours de la période de référence. La majorité des travaux avaient été complétés au cours de la période de référence précédente, dont le remplacement des générateurs de vapeur, des tuyaux d'alimentation, les tubes de la calandre et des canaux de combustible, de même des travaux majeurs sur le turbo-alternateur et les condenseurs. Outre ces activités importantes de remplacement de tubes, différentes mises à niveau ont été complétées et celles-ci ont amélioré la sûreté. Elles sont décrites ci-après pour chacun des projets.

Améliorations de la sûreté apportées à la centrale de Point Lepreau pendant sa réfection

ENNB a complété les travaux majeurs suivants au cours de la période de référence :

- différentes inspections ainsi qu'activités de nettoyage et d'installation de tubes de calandre
- installation de tuyaux d'alimentation supérieurs

En plus des activités concernant le remplacement des tubes, ENNB a complété les mises à niveau suivantes qui ont amélioré la sûreté (certaines ont été complétées au cours de la période de référence précédente) :

- des paramètres de déclenchement des systèmes d'arrêt d'urgence ont été ajoutés et certains seuils de déclenchement ont été ajustés afin d'améliorer la couverture des paramètres de déclenchement de ces systèmes
- une troisième génératrice de secours au diesel a été ajoutée au système d'alimentation électrique de catégorie III afin de faciliter l'entretien à long terme de ces génératrices
- un filtre HEPA exclusif à la salle de commande principale a été installé afin de prolonger son habitabilité en cas d'accident
- dix-neuf recombineurs autocatalytiques passifs (RAP)¹⁰ ont été installés dans le bâtiment de réacteur afin d'aider à diminuer la concentration d'hydrogène en cas d'une perte de caloporteur accompagnée d'une indisponibilité du système de refroidissement du coeur

Les modifications de la conception suivantes ont contribué à résoudre des questions de sûreté soulevées par l'EPS de niveau 2 réalisée à la centrale de Point Lepreau :

- l'installation de RAP (mentionnée ci-avant)
- l'acquisition de pièces de rechange pour les pompes auxiliaires d'alimentation des générateurs de vapeur
- l'ajout d'une quatrième pompe de recirculation du caloporteur
- l'addition d'un paramètre de déclenchement des pompes du système caloporteur sur haute température d'un palier de support supérieur
- la mise en œuvre de plusieurs améliorations du système de protection-incendie relatives à la détection et à l'extinction, dans plusieurs secteurs importants de la centrale (p.ex., les bâtiments réacteur, turbine et de service) et aux voies de sortie du bâtiment turbine ainsi

¹⁰ Les RAP sont des équipements passifs (qui ne nécessitent pas d'alimentation électrique externe) servant à extraire l'hydrogène présent dans l'air dans l'enceinte de confinement.

que la prise de dispositions pour effectuer des essais de meilleure qualité du système de protection-incendie

- la construction de murets afin que l'huile dans les puisards de pompes du circuit caloporteur ne s'écoulent pas advenant un feu d'huile

Les modifications de la conception et les activités d'installation suivantes, que l'EPS avait également suggérées, tiennent compte spécifiquement de conditions présentes lors d'accidents graves :

- l'installation d'un système à évent avec filtre
- l'ajout d'un système d'appoint à la cuve de la calandre pour permettre le refroidissement à long terme de cette dernière (ceci permet de maintenir l'intégrité de la cuve, empêchant ainsi les débris du cœur de se retrouver dans l'enceinte de confinement, évitant alors les interactions corium-béton qui pourraient s'ensuivre
- un ajustement de la dimension des disques de ruptures de la cuve de calandre devant ouvrir en cas d'accident grave
- l'installation d'un système pour effectuer la surveillance et l'échantillonnage après un accident

On a également effectué plusieurs mises à niveau en matière de qualifications environnementale et sismique, apporté des modifications aux procédures telles que les manuels d'exploitation et les fiches de ronde et distribué des plans d'entretien, nouveaux ou révisés, qui contribuent à résoudre les questions soulevées par l'EPS.

Améliorations de la sûreté apportées aux tranches 1 et 2 de la centrale de Bruce-A lors de leur réfection

Les principaux travaux entrepris dans le cadre de la réfection des tranches 1 et 2 de la centrale de Bruce-A comprennent les suivants (certains ont été complétés au cours de la période de référence précédente) :

- le remplacement de composants importants de la centrale, dont les générateurs de vapeur, les tuyaux d'alimentation, les tubes de calandre et les canaux de combustible
- l'entretien complet du turbo-alternateur
- le remplacement des réchauffeurs de l'eau d'alimentation et des tubes du condenseur
- la construction d'une salle de commande auxiliaire
- l'entretien et des mises à niveau du système d'alimentation électrique

En plus du remplacement des canaux de combustible et des générateurs de vapeur, un nombre de mises à niveau ont été effectuées afin que les tranches reflètent les normes modernes. Les mises à niveau suivantes ont également contribué à améliorer la sûreté :

- l'ajout de paramètres de déclenchement des systèmes d'arrêt d'urgence et l'ajustement de certains seuils de déclenchement afin d'améliorer la couverture des paramètres de déclenchement de ces systèmes
- des améliorations du système d'arrêt d'urgence n° 2 liées aux surpuissances neutroniques, y compris une augmentation considérable du nombre de détecteurs de flux
- l'installation d'un branchement au système d'alimentation électrique à moteur diesel renforcé pour résister à différents dangers
- la qualification environnementale des systèmes critiques

- l'installation de quatre RAP à l'intérieur de la voûte du réacteur afin d'aider à l'atténuation de l'hydrogène en cas d'une perte de caloporteur et que le système de refroidissement d'urgence du coeur s'avère indisponible
- le remplacement des transformateurs au biphényle polychloré (BPC)
- des mises à niveau parasismiques

Les modifications de la conception suivantes, apportées au cours de la réflexion, ont contribué à régler des lacunes que l'EPS de la centrale de Bruce-A avait cernées :

- l'installation de RAP (mentionnée ci-dessous)
- l'installation d'une conduite entre le circuit de refroidissement d'urgence des générateurs de vapeur et du système de refroidissement en temps d'arrêt afin de fournir une source froide de relève
- une mise à niveau du système de dépressurisation d'urgence de la partie supérieure du bâtiment turbine
- la mise en œuvre de plusieurs améliorations du système de protection-incendie

La modification de la conception suivante, que l'EPS de niveau 2 avait suggérée, tient compte spécifiquement de conditions présentes lors d'accidents graves :

- l'installation de système d'appoint d'urgence au système modérateur afin de pouvoir refroidir la cuve de la calandre à long terme (pour conserver la cuve de la calandre intacte lors de séquences d'accident, empêchant ainsi les débris du coeur de se retrouver dans l'enceinte de confinement, évitant alors les interactions corium-béton qui pourraient s'en suivre

Plusieurs mises à niveau ont également été apportées aux programmes, dont :

- les lignes directrices en matière de gestion des accidents graves (LDGAG)
- le programme portant sur les paramètres d'exploitation sûre (PES)
- un programme amélioré de la gestion du vieillissement

Améliorations apportées à la sûreté dans le cadre de la prolongation de la durée de vie de la centrale de Pickering-B de manière progressive

Au cours de la période de référence, OPG a complété les activités suivantes en appui à la prolongation de la durée de vie de la centrale de Pickering-B de manière progressive :

- l'installation de RAP
- la mise à la disposition des intervenants de l'équipement d'atténuation en cas d'urgence
- la mise en œuvre de LDGAG

Évaluation de la défense en profondeur à la suite de l'accident de Fukushima

Les conceptions des centrales nucléaires au Canada (qui exploitent toutes des réacteurs CANDU) possèdent plusieurs caractéristiques qui permettent de prévenir les accidents et aident à atténuer les conséquences en cas d'accident. Les générateurs de vapeur peuvent fournir suffisamment de refroidissement pour empêcher des dommages au combustible (c'est-à-dire que le refroidissement est suffisant pour permettre de remettre le combustible en service). Si les générateurs n'étaient pas disponibles, la grande quantité d'eau froide (le modérateur et l'eau dans la cuve de la calandre et le bouclier caisson) autour du combustible peut assurer un refroidissement passif afin de prévenir que la situation ne se détériore et de procurer un délai suffisant pour mettre en œuvre des mesures d'atténuation à long terme des accidents. En outre,

les réacteurs CANDU possèdent deux groupes d'alimentation électrique et en eau de refroidissement de secours qui sont indépendants l'un de l'autre, séparés matériellement et diversifiés. En tout, il y aurait suffisamment de temps pour effectuer l'atténuation à long terme d'un accident hors dimensionnement. Cette conclusion s'applique également aux piscines de stockage de combustible usé, qui ont été évaluées comme robustes sur le plan sismique et qui sont pourvues de moyens diversifiés d'appoint en eau.

Une réévaluation de la protection contre les dangers externes avait déjà été réalisée dans le cas de certaines centrales nucléaires qui avaient fait l'objet d'un EIS dans le cadre d'un projet de réfection – particulièrement à l'égard des dangers sismiques, mais également pour d'autres dangers externes, dont les inondations et les vents violents. Cette évaluation est décrite à l'alinéa 17(iii). Lorsque des éléments de vulnérabilité ont été cernés, des modifications ont été apportées au besoin de telle sorte que les centrales qui ont fait l'objet d'une réfection se conforment presque ou dépassent même les normes modernes.

Tel que mentionné à l'alinéa 14(i)a), le Groupe de travail de la CCSN sur Fukushima a confirmé les conclusions des évaluations des titulaires de permis voulant que des équipements et des procédures d'exploitation adéquats sont en place à toutes les centrales nucléaires CANDU pour s'assurer que les fonctions de sûreté clés sont assurées pour des périodes prolongées afin qu'il soit possible de mettre le réacteur dans un état sûr et stable après un accident. Bien que le risque d'un accident soit très faible, les exploitants des centrales nucléaires mettent en œuvre plusieurs modifications visant à améliorer la capacité de leurs centrales à résister à une perte prolongée de l'alimentation électrique et à d'autres dangers tels que la perte de toutes les sources froides. Pour donner suite à son examen des éléments de vulnérabilité en réponse à l'accident de Fukushima, ENNB est en voie d'installer à la centrale de Point Lepreau des dispositifs de protection contre les inondations pour le tunnel menant à la salle de commande auxiliaire, ce qui améliorera l'habitabilité pendant et après des événements externes extrêmes. OPG a installé et est en voie d'installer des digues supplémentaires contre les inondations aux centrales Darlington et de Pickering-A afin d'accroître la marge de protection des alimentations électriques d'urgence et de secours.

En plus de prendre en compte des dangers externes spécifiques, la réponse du Canada à l'accident de Fukushima a également considéré le besoin d'améliorer certains aspects de la défense en profondeur. Le Groupe de travail de la CCSN a recommandé que les titulaires de permis vérifient systématiquement l'efficacité des capacités en place à leurs centrales pour faire face aux accidents hors dimensionnement et aux conditions découlant des accidents graves, et qu'ils les améliorent au besoin, y compris :

- les capacités d'appoint en eau pour les générateurs de vapeur, le circuit caloporteur primaire et les systèmes connexes, le modérateur, le bouclier caisson et les piscines de stockage du combustible usé
- la protection contre la surpression des principaux systèmes et composants
- les capacités de contrôle de l'hydrogène et d'autres gaz combustibles
- le rendement de l'enceinte de confinement à l'égard de la prévention des rejets non filtrés de matières radioactives
- le respect des exigences de rendement en matière d'autonomie de la centrale, comme la disponibilité et la viabilité de l'équipement et des instruments à la suite d'une perte prolongée d'alimentation électrique et la capacité d'évacuation de la chaleur du réacteur
- les installations de commande pour le personnel participant à la gestion de l'accident

- l'équipement et les ressources d'atténuation en cas d'urgence qui pourraient être stockés sur le site (à l'écart de la zone protégée) et à l'extérieur du site et qui pourraient être apportés sur le site en cas de besoin

Tel que décrit plus loin, les titulaires de permis vérifient et améliorent présentement les capacités mentionnées précédemment.

Les titulaires de permis évaluent des possibilités d'appoint en eau de refroidissement supplémentaire provenant de sources de recharge. Certaines modifications sont déjà en cours. À certaines centrales nucléaires, on a acheté de l'équipement supplémentaire et élaboré des procédures en vue de leur distribution. Les titulaires de permis évaluent également, ou ont déjà évalué, la réponse de la structure de la piscine de combustible usé à des tremblements de terre et des températures élevées (jusqu'au point d'ébullition). Ils continuent d'évaluer des améliorations possibles à la capacité d'appoint d'eau à cette piscine.

Au chapitre de la protection des principaux systèmes et composants contre les surpressions, les titulaires de permis ont démontré que les soupapes de sûreté sur le condenseur de purge procurent une capacité de décharge suffisante et que les surpressions n'entraîneront pas de défaillances de l'enveloppe sous pression. Dans le cas du bouclier caisson et de la cuve de la calandre, ils évaluent toujours la marge de défaillance actuelle et étudient les modifications possibles à la conception relatives à la protection contre les surpressions.

Des RAP ont été installés (p. ex. dans le cadre de projets de réfection), ou sont en voie d'être installés, à toutes les centrales nucléaires au Canada. Dans certains cas, leur installation a été devancée. Les titulaires de permis ont fourni, ou sont en voie de fournir, des évaluations démontrant que les RAP sont adéquats dans le cas d'accident grave. Se fondant sur ces évaluations, ils ont également étudié, ou sont en voie de le faire, le besoin d'installer des RAP dans la zone de la piscine de stockage du combustible usé.

En ce qui a trait à la dépressurisation de l'espace de confinement, les titulaires de permis, autres que celui de la centrale de Point Lepreau, évaluent présentement les moyens de prévenir la défaillance des systèmes de confinement et, autant que possible, les rejets non filtrés de substances radioactives dans le cas des accidents hors dimensionnement, y compris les accidents graves. Les alternatives à l'étude comprennent des événements d'urgence avec filtres.

Au chapitre de la surveillance et des instruments, les titulaires de permis de centrale nucléaire ont pris, ou prendront bientôt, des mesures spéciales pour recueillir l'information sur laquelle fonder les mesures de rétablissement à prendre pendant la période où la capacité des batteries a été complètement épuisée mais les génératrices portatives à moteur diesel n'ont toujours pas été installées. Ils explorent toujours les différentes alternatives pour prolonger le temps pendant lequel l'alimentation électrique des instruments et des dispositifs de contrôle-commande demeure disponible. Ils installent, ou évaluent la possibilité d'installer, des génératrices comme source d'alimentation de relève pour les instruments ainsi que des dispositifs de lecture alimentés par des batteries. Les titulaires de permis sont en voie de démontrer que l'équipement et les instruments nécessaires pour la GAG et essentiels pour l'application des LDGAG rempliront leurs fonctions lorsqu'exposés à l'environnement découlant d'un accident grave, et cela, pour la durée de la période pendant laquelle ils sont requis.

Les titulaires de permis évaluent présentement l'habitabilité des installations de commande dans les conditions prévues après des accidents hors dimensionnement et des accidents graves.

Les titulaires de permis évaluent également différentes alternatives pour effectuer la surveillance de l'eau et de la température à partir d'un endroit sécuritaire en cas d'une perte d'inventaire. Ils prennent d'autres mesures pour se procurer de l'équipement d'urgence (p. ex. des génératrices, des pompes) qui pourrait être entreposé sur le site ou hors site et utilisé pour fournir des services de relève en cas d'accident hors dimensionnement. Pour plus de renseignements, voir l'alinéa 16.1b).

Le Rapport national du Canada pour la deuxième réunion extraordinaire de la Convention sur la sûreté nucléaire donne des renseignements supplémentaires sur les évaluations et améliorations en réponse à l'accident de Fukushima.

Autres améliorations en matière de sûreté

Les points énumérés ci-après sont des exemples de modifications à la conception apportées aux centrales nucléaires au cours de la période de référence. Ces modifications n'entraient pas dans le cadre de projets de réfection ou de la réponse à l'accident de Fukushima, mais elles constituent des exemples d'améliorations de la défense en profondeur qui sont apportées dans le cadre d'activités régulières (p. ex. pendant les arrêts à des fins d'entretien). Elles répondent à exigences relatives à des accidents de dimensionnement et tiennent compte de conditions prévues en cas d'accident hors dimensionnement ou d'accident grave :

- OPG a modifié la conception des grappes de combustible à 37 éléments de la centrale de Darlington afin d'améliorer les marges de sûreté dans le cas de certains incidents de fonctionnement prévus et de certains accidents de dimensionnement. Cette modification mineure a été réalisée en réduisant le diamètre du crayon de combustible central, créant ainsi une plus grande surface d'écoulement du caloporteur à proximité de l'endroit où l'assèchement du combustible se produit en premier. Cet exercice visant à optimiser à nouveau la situation a amélioré le rendement au chapitre du transfert de chaleur et retardé le début de l'assèchement, sans pour autant nuire aux systèmes de rechargement du combustible lorsqu'en marche.
- Les titulaires de permis apportent présentement des mises à niveau à leurs systèmes de détection et d'extinction des incendies, dont les suivantes :
 - mises à niveau du système d'extinction des incendies pour la turbine
 - mises à niveau du système de détection des incendies
 - mises à niveau du système de diffusion publique
 - protection des câbles électriques à l'épreuve du feu des systèmes d'arrêt, en les recouvrant d'une enveloppe anti-feu ou en installant des barrières coupe-feu
 - mises à niveau des cloisons pare-feu
 - mises à niveau des cloisons pare-feu des salles de commande auxiliaires
 - installation de systèmes de détection de fumée à aspiration
 - mises à niveau du système de rideau d'eau des transformateurs
 - construction de murets (pour contenir les déversements d'huile importants)
 - mise en place d'équipement supplémentaire de lutte contre les incendies, non automatiques, dans la centrale

En outre, depuis 2009, un filet servant de barrière a été installé sur une base saisonnière à l'entrée de la prise d'eau dans le lac Ontario à Pickering afin de réduire le taux de mortalité des poissons par effets d'impaction et d'entraînement.

Annexe 18(ii) – Exemple d’une mesure de pointe prise aux centrales CANDU – Recombineurs autocatalytiques passifs

La recherche portant sur les recombineurs autocatalytiques passifs (RAP) ainsi que leur développement et leur mise en service constituent un exemple de l’application de mesures à la fine pointe de la technologie aux centrales nucléaires CANDU au Canada.

Il avait été déterminé que, lors de certaines séquences d’accident, des fuites d’hydrogène provenant des réacteurs à eau lourde sous pression (comme les réacteurs CANDU) pourraient entraîner des mélanges de gaz inflammables dans certaines zones de l’enveloppe de confinement. Les contraintes mécaniques et thermiques générées par la combustion de ces mélanges de gaz pourraient mettre en péril l’intégrité de l’enveloppe de confinement, de murs de soutien internes et de pièces d’équipement liées à la sûreté nécessaires.

La CCSN a ouvert un dossier générique (DG 88G02) afin de s’assurer que des mesures appropriées d’atténuation des effets pouvant être entraînés par la présence d’hydrogène lors d’accidents de dimensionnement seraient prises. Le DG 88G02 a été clos au cours de la période de référence. Pour plus de renseignements, voir l’appendice G.

EACL et ENNB ont entrepris un projet de développement et d’évaluation d’un prototype de RAP. Suite aux premiers essais, le programme d’essai a été élargi pour exposer les plaques du recombineur à différentes conditions pouvant être possibles dans l’enveloppe de confinement des centrales CANDU, en plus des conditions en laboratoire. Les résultats de ces essais ont été communiqués aux membres du COG, établissant ainsi un fondement technique pour l’utilisation de RAP à toutes les centrales nucléaires au Canada. Outre les essais et vérifications expérimentaux des RAP, on a effectué des analyses de l’ampleur à long terme du brassage de l’hydrogène pour toutes les centrales nucléaires CANDU au Canada afin de déterminer le nombre de recombineurs requis et leur emplacement dans l’enceinte de confinement. De tels recombineurs ont été installés, ou sont présentement en voie d’être installés, à d’autres centrales nucléaires canadiennes afin de résoudre le problème de sûreté attribuable à la présence d’hydrogène.

Annexe 19(i) – Mise en œuvre et surveillance réglementaire des programmes de mise en service

Avant que la mise en service d'une centrale nucléaire ne débute, plusieurs membres du personnel de la CCSN sont dépêchés à la centrale pour observer le déroulement des processus et des activités de démarrage et pour en faire rapport.

Le personnel de la CCSN ne cherche pas à faire le suivi de tous les aspects du programme de mise en service du titulaire de permis. La CCSN doit s'en remettre au processus d'examen interne de ce dernier, qui est exigé par le programme d'AQ de la mise en service. Les spécifications détaillées à ce chapitre définissent les critères d'acceptation devant servir aux inspections et aux essais réalisés dans le cadre du programme de mise en service. Habituellement, les procédures établies par le titulaire de permis exigent que les spécifications détaillées de la mise en service d'un système ou composant particulier soient approuvées par les concepteurs, donnant ainsi la garantie que :

- le programme sert effectivement à vérifier les éléments appropriés
- les critères d'acceptation utilisés servent effectivement à démontrer que l'équipement peut assurer les fonctions de sûreté prévues lors de la conception

Dans certains cas, quand on ne peut effectuer un essai intégral, on procède à des essais partiels (p. ex. les essais de mise en service du système de refroidissement d'urgence du cœur). À cet égard, même si l'on a procédé auparavant à des essais de mise en service comportant l'injection de réfrigérant dans le cœur du réacteur, ces essais ne sont pas allés jusqu'à injecter de l'eau froide dans un cœur chaud car les composants du circuit caloporteur primaire pourraient alors être soumis à de fortes contraintes. Ces composants sont néanmoins conçus de manière à pouvoir supporter de telles contraintes dans un nombre limité de cas d'urgence, mais il ne serait pas justifié de les y exposer strictement à des fins d'essai.

Le programme d'AQ de la mise en service exige également que le processus d'approbation des spécifications et des résultats soit documenté. Tout écart par rapport aux critères d'acceptation doit être soumis à l'organisation responsable de la conception afin qu'elle puisse déterminer, le cas échéant, les modifications de la conception qui s'imposent. Le personnel de la CCSN peut réaliser des vérifications en tout temps, afin de déterminer si les exigences énoncées dans les procédures sont respectées et si les décisions prises sont appropriées.

Le personnel de la CCSN qui participe directement à la mise en service se concentre sur quelques essais majeurs, dont ceux qui ont pour but de vérifier le fonctionnement général de la centrale nucléaire à cause d'événements particuliers (en cas de panne des sources normales d'alimentation électrique, par exemple). Il observe en outre les essais importants de mise en service des systèmes spéciaux de sûreté, y compris les épreuves de fonctionnement des systèmes d'arrêt au cours desquels le réacteur est effectivement déclenché et le taux de réduction de puissance est mesuré (et comparé au taux retenu comme hypothèse dans les analyses de la sûreté).

Au moment d'examiner la mise en service, le personnel de la CCSN ne porte essentiellement son attention que sur ces essais majeurs car on estime qu'ils jouent un rôle particulièrement important du point de vue de la sûreté. Visant à vérifier le rendement global des caractéristiques de sûreté de la centrale nucléaire, de tels essais permettent parfois de déceler des problèmes que les essais auxquels les composants sont individuellement soumis n'auraient pas révélés. Le

personnel de la CCSN examine également les essais planifiés, y compris les spécifications détaillées de la mise en service, afin de déterminer si les critères d'acceptation des résultats de tels essais concordent avec les exigences de conception du système d'un point de vue de sûreté, telles que définies dans la demande de permis. Lorsque les essais sont terminés, le personnel de la CCSN examine les résultats obtenus ainsi que les rapports de mise en service produits.

La CCSN exige du titulaire de permis qu'il fournisse des garanties d'une mise en service réussie avant de procéder au chargement initial du combustible et de l'eau lourde, et avant la première criticité du réacteur. Ces garanties prennent la forme d'attestations écrites qui confirment que :

- la mise en service a été effectuée conformément au processus décrit dans la demande de permis
- les résultats de la mise en service sont acceptables

Les attestations garantissant que la mise en service a été complétée peuvent comprendre des listes de tâches toujours à compléter, comme la préparation de rapports de mise en service qui ne sont pas exigés avant que soit accordée l'approbation souhaitée, par exemple. Ces listes contribuent à s'assurer que ces tâches ne sont pas oubliées par la suite.

Le plus souvent, le titulaire de permis organise une série de rencontres ayant trait aux garanties permettant de conclure que la mise en service a été réalisée avec succès. Lors de ces rencontres, les travaux réalisés sur des systèmes particuliers sont passés en revue. Le personnel de la CCSN en poste à la centrale assiste parfois à ces rencontres.

Annexe 19(iv) – Lignes directrices pour la gestion des accidents graves

En 2002, les titulaires de permis de centrale nucléaire au Canada ont entrepris des démarches pour créer le Groupe de travail sur la gestion des accidents graves (GAG), coordonné par le Groupe des propriétaires de CANDU (COG). Son objectif est de formuler des lignes directrices pour la gestion des accidents graves (LDGAG) aux centrales nucléaires CANDU, en se fondant sur les meilleures pratiques internationales. À ce moment-là, les procédures d'exploitation en cas d'urgence comprenaient un nombre de situations accidentelles qui dépassaient largement le cadre des accidents de dimensionnement, mais elles étaient plutôt axées sur l'utilisation des équipements et des systèmes conformément au but pour lesquels ils ont été conçus et aux limites des règles normales d'exploitation. L'objectif était d'élargir la portée de la GAG au-delà du cadre de ces procédures, dans les cas où des dommages importants au cœur se sont produits ou sont sur le point de se produire, afin que toutes les mesures raisonnables, se servant de tout équipement disponible, soient prises pour atténuer les dommages au cœur et les rejets à l'extérieur du confinement. Le but visé était de fournir au personnel de la salle de commande de meilleurs éléments d'orientation pour gérer les accidents graves et rétablir des conditions stables.

Pendant la première étape du projet d'élaboration de LDGAG sous les auspices du COG, la CCSN a publié en 2006 le guide d'application de la réglementation G-306, *Programme de gestion des accidents graves touchant les réacteurs nucléaires*.

La première étape du projet concernant l'élaboration de LDGAG sous les auspices du COG s'est terminée au début de 2007. Elle consistait à adapter l'approche en matière de gestion des accidents graves du Groupe des propriétaires de réacteurs Westinghouse afin de pouvoir l'utiliser pour les réacteurs de type CANDU, produisant ainsi un ensemble de lignes directrices génériques applicables à tous les modèles de réacteur CANDU en service et ensuite un ensemble de documents d'orientation plus précis pour chacun de ces modèles (CANDU-6, Pickering et Bruce-Darlington) afin de tenir compte de leurs propres particularités. Le COG a élargi la portée du projet pour inclure ses membres d'outremer, offrant ainsi à tous les exploitants de réacteurs de type CANDU-6 la possibilité de participer à ce projet et de profiter des renseignements qu'il génère.

Les titulaires de permis ont adapté les stratégies et guides génériques relatifs aux LDGAG à chacune des centrales nucléaires. La deuxième étape du projet, également coordonnée par un groupe de travail du COG, portait sur la mise en œuvre par les titulaires de permis des documents que le projet avait produits, adaptant les stratégies et guides relatifs aux LDGAG pour tenir compte des particularités de chacun des sites et de chacune des organisations des exploitants, établissant des liens entre les lignes directrices relatives aux LDGAG et les procédures d'exploitation en cas d'urgence disponibles en salle de commande, validant les documents ayant trait aux LDGAG pour une grande variété de scénarios d'accident, et fournissant à l'organisme d'intervention en cas d'urgence la formation nécessaire pour mettre en œuvre les stratégies de gestion des accidents en situations d'urgence. Les exercices servant à confirmer l'efficacité des stratégies élaborées et des documents connexes étaient axés initialement sur les scénarios pouvant comporter des dommages au cœur qui, selon les EPS, représentent les plus grands risques résiduels. Cette étape de mise en œuvre a commencé en 2007 et tous les titulaires de permis ont complété des exercices et des manœuvres afin de mettre à l'essai et de valider la réponse de l'organisation d'urgence en cas d'événement nécessitant l'application des LDGAG.

À la suite de l'accident de Fukushima et pour donner suite au *Plan d'action de la CCSN*, un projet conjoint a été lancé sous les auspices du COG afin de déterminer le travail nécessaire pour élargir le cadre d'application des LDGAG, se fondant sur les leçons tirées, et d'apporter un soutien supplémentaire au secteur nucléaire canadien. Une invitation de se joindre à ce projet a été lancée aux membres étrangers intéressés à prendre avantage de ce travail. Ce projet conjoint sous les auspices du COG comprend les activités suivantes :

- élargir la portée des programmes d'application des LDGAG pour couvrir les états où le réacteur est en état d'arrêt ou à faible puissance
- élargir la portée des programmes d'application des LDGAG afin de mieux prendre en compte les événements touchant plus d'une tranche
- élaboration de LDGAG portant sur les événements mettant en cause la piscine de stockage du combustible usé
- élaboration d'une méthode pour évaluer la viabilité de l'équipement et des instruments suite à des accidents graves
- vérification des stratégies pour préserver l'intégrité du confinement lorsque celui-ci est exposé aux conditions qui prévalent pendant des accidents graves
- vérification des stratégies de confinement à l'intérieur de la cuve afin d'éviter les défaillances de la calandre et les interactions corium-béton
- élaboration d'une méthode pour évaluer l'habitabilité des installations de commande

Une fois que ces activités seront réalisées, on s'attend à ce que chacun des titulaires de permis prenne les constatations en compte, applique les méthodes et, au besoin, prenne les mesures correctives nécessaires.

En plus d'élargir le cadre d'application des LDGAG, les titulaires de permis du Canada ont fait l'acquisition de génératrices portatives à moteur diesel ainsi que des dispositifs portatifs pour pomper l'eau (voir l'annexe 18(i)) afin d'accroître les capacités de défense en profondeur en cas d'une perte totale de l'alimentation électrique en courant alternatif de la mise à risque de la capacité de la source froide après un événement externe extrême. La distribution de cet équipement d'atténuation en cas d'urgence serait mandatée par des procédures d'exploitation d'urgence appropriées comme mesure visant à prévenir un accident grave et serait également incorporée aux procédures d'application des LDGAG afin d'atténuer la progression des accidents graves, au besoin.

Les paragraphes qui suivent donnent un sommaire des progrès réalisés à chacune des centrales nucléaires au chapitre de la mise en œuvre des LDGAG.

Bruce Power

Au cours de la période de référence, Bruce Power a distribué les procédures directrices relatives aux LDGAG ainsi que les documents de mise en œuvre connexes. On a commencé à développer et à offrir de la formation au personnel d'exploitation et au personnel d'intervention en cas d'urgence, un exercice de validation ayant été tenu en 2009 à la centrale de Bruce-A et un autre à la centrale Bruce-B en 2010. Bruce Power a complété la mise en œuvre du programme portant sur les LDGAG à ces deux centrales, pour les événements touchant juste une tranche. Les éléments clés comprennent un guide de l'utilisateur, deux lignes directrices pour le personnel de la salle de commande, un schéma d'aide au diagnostic, un arbre d'état pour les situations graves (dangers), sept lignes directrices relatives aux accidents graves, quatre lignes directrices relatives

aux situations graves, six aides au calcul et deux lignes directrices relatives à la reprise des activités après des accidents graves. En soutien à ces éléments, la mise en œuvre couvrirait un nombre de procédures habilitantes et des modifications mineures à la conception. La formation des équipes d'exploitation et d'intervention en cas d'urgence a été complétée et des exercices d'application des LDGAG sont tenus de façon périodique. Bruce Power collabore avec OPG, par l'entremise du COG, à la mise en œuvre des dispositions des LDGAG portant sur les événements touchant plus d'une tranche. Ce projet du COG touche la définition des exigences génériques relatives aux interventions en cas d'un événement touchant plus d'une centrale et la mise à jour du document décrivant le fondement technique des LDGAG en se servant des éclaircissements qui sont ressortis de l'accident de Fukushima et d'analyses récentes effectuées dans le cadre d'EPS. Il est prévu que ce projet sera complété d'ici la fin 2015.

Ontario Power Generation

OPG a entrepris une approche en quatre étapes pour la mise en œuvre des LDGAG. La première étape, concernant l'activation de l'organisme d'intervention en cas d'urgence était axée sur l'élaboration de lignes directrices spécifiques à chacune des centrales, y compris un guide de l'utilisateur, des lignes directrices pour le personnel en salle de commande, un schéma d'aide au diagnostic, un arbre d'état pour les situations graves (dangers), des lignes directrices relatives aux accidents graves, des lignes directrices relatives aux situations graves, des aides au calcul et des guides pour rétablir des conditions stables à cause d'accidents graves.

Des programmes de formation, un donnant un aperçu global des LDGAG et un autre en profondeur pour ceux qui appliquent les LDGAG, ont été développés et diffusés à des membres clés de l'organisme d'intervention en cas d'urgence. L'ensemble complet des documents sur les LDGAG ont été mis à la disposition du personnel aux installations de l'organisme d'intervention en cas d'urgence. Un exercice d'application des LDGAG particulier aux centrales à Darlington et celles à Pickering a été mené au centre corporatif des mesures d'urgence d'OPG afin de vérifier l'efficacité des stratégies élaborées et des documents connexes. La première étape de la mise en œuvre a été complétée avant la fin de 2010 et OPG a assemblé une équipe d'application des LDGAG qui joindra l'effectif de l'organisme d'intervention en cas d'urgence.

La deuxième étape, concernant la mise en œuvre au niveau des centrales, touchait l'intégration des LDGAG aux procédures actuelles d'exploitation en cas d'urgence, l'élaboration d'autres instructions habilitantes et de documents d'application des LDGAG spécifiques à chacun des sites ainsi que la formation du personnel d'exploitation. La deuxième étape a été complétée à la fin de 2011 dans le cas de toutes les centrales nucléaires d'OPG.

La troisième étape, concernant l'amélioration de la mise en œuvre aux différentes centrales nucléaires, est présentement en cours afin de prendre en compte des besoins d'amélioration décelés pendant la deuxième étape. Ceci comprend l'amélioration et la validation des instructions habilitantes à l'intention du personnel sur le terrain, s'assurant que les stratégies des LDGAG reflètent l'information la plus à jour et exacte sur le plan technique, offrant de la formation au personnel de la centrale et de l'organisme d'intervention en cas d'urgence et incluant l'utilisation de l'équipement d'atténuation des urgences dans le cadre des stratégies relatives aux LDGAG. (Cet équipement a été acquis après l'accident Fukushima pour utilisation en cas d'événement entraînant une panne majeure d'électricité.) Le personnel sur le terrain reçoit présentement (2013) une formation d'appoint sur l'application des LDGAG et des instructions habilitantes connexes. Des exercices documentaires ont été complétés à chacun des sites d'OPG,

utilisant les procédures d'application des LDGAG. Des manœuvres sur le site sont prévues en 2013, celles-ci mettant en cause le personnel au site participant à des activités simulées visant à faire face à des scénarios nécessitant l'application des LDGAG. Il est prévu que l'étape 3 sera complétée d'ici la fin de 2013.

Il est prévu qu'une quatrième et finale étape d'amélioration des LDGAG aura lieu au cours de la période 2014-2015. Cette quatrième étape sera axée sur l'ajout aux LDGAG de stratégies d'intervention en cas d'événement touchant plus d'une tranche. OPG collabore avec Bruce Power, par l'entremise du COG, à la mise en œuvre des dispositions des LDGAG portant sur de tels événements.

Point Lepreau

ENNB a complété la mise en œuvre du programme d'application des LDGAG à la fin de 2011, suite à des manœuvres effectuées par l'organisme d'intervention en cas d'urgence afin de valider le concept que les procédures d'application des LDGAG pourraient être mises en œuvre de manière appropriée si un accident grave devait se produire. D'autres manœuvres sont prévues afin que le personnel d'exploitation puisse s'exercer davantage à appliquer les instructions habilitantes. Les exigences relatives aux manœuvres portant sur les LDGAG et à la formation continue du personnel de l'organisme d'intervention en cas d'urgence ont été ajoutées au programme de préparation aux urgences et ajoutées à un plan global d'exercices d'urgence échelonnés sur cinq ans auxquels participent les organismes d'intervention en cas d'urgence situées hors site.

Le personnel de la centrale de Point Lepreau participe activement au projet conjoint du COG visant à élargir la portée des programmes actuels d'application des LDGAG et à les améliorer. L'élaboration d'autres procédures d'application des LDGAG et d'instructions habilitantes connexes ainsi que d'activités de formation et de manœuvres débutera au cours de la prochaine période de référence. En outre, d'autres évaluations de la viabilité de l'équipement et des instruments ainsi que de l'habitabilité des installations de commande débiteront également au cours de la prochaine période de référence.

Un guide de conception portant sur les accidents hors dimensionnement a été élaboré et distribué afin de faciliter des modifications de la conception qui permettront d'installer sur les systèmes de l'équipement d'atténuation en cas d'urgence et ainsi obtenir un haut niveau de confiance que de telles modifications seront efficaces en cas d'accident grave. Au cours de la prochaine période de référence, une fois que les modifications de la conception auront été apportées, des procédures d'exploitation, des procédures d'application des LDGAG et d'autres lignes directrices seront élaborées ou modifiées au besoin. Des activités de formation seront offertes et des manœuvres seront tenues afin de confirmer avec un haut niveau de confiance que l'équipement peut être distribué dans les délais prescrits.

Gentilly-2

La centrale de Gentilly-2 a été mise en état d'arrêt à la fin de 2012 et il n'existe aucun plan d'élaborer davantage des LDGAG. Cependant, Hydro-Québec élaborera au cours de la prochaine période de référence un programme particulier portant sur la piscine de stockage de combustible usé pendant que la centrale est placée en état d'arrêt sûr en prévision de son déclassement éventuel.

Annexe 19(vii) – Programme de collecte et d’analyse des données sur l’expérience d’exploitation

Des programmes ont été mis en place au Canada pour recueillir et analyser les données sur l’expérience d’exploitation (OPEX), leurs résultats sont partagés et des mesures sont prises pour tenir compte des conclusions qui en sont tirées. Des mécanismes permettent par ailleurs de partager les résultats les plus significatifs avec toutes les entreprises du secteur nucléaire CANDU, des organismes internationaux, ainsi qu’avec d’autres exploitants de centrale nucléaire et organismes de réglementation.

Processus de rétroaction de l’OPEX

Les activités relatives à la collecte et à l’analyse des données sur l’OPEX et à la diffusion des leçons tirées de cette expérience constituent ce que l’on appelle le processus, ou mécanisme, de rétroaction. Les processus de rétroaction des titulaires de permis au Canada portant sur l’OPEX sont habituellement intégrés à leurs programmes d’AQ. Ces processus font appel également à la participation de la CCSN, du COG, d’EACL et d’autres organismes.

Exigences et obligations

La norme N286.5 de la CSA, *Exigences relatives aux systèmes de gestion des centrales nucléaires*, citée en renvoi dans tous les permis d’exploitation de centrale nucléaire, prévoit des mesures qui visent à s’assurer que l’OPEX sera consignée, évaluée et intégrée, selon le cas, aux pratiques d’exploitation de la centrale et/ou à ses programmes d’AQ. Elle prescrit également que ces renseignements soient partagés avec le personnel qui participe aux autres phases du cycle de vie de la centrale nucléaire. La CCSN effectue des inspections des centrales nucléaires et des sièges sociaux des titulaires de permis pour s’assurer que les mécanismes de rétroaction atteignent leurs objectifs.

Sources d’information

Soumis par les titulaires de permis conformément au document S-99 de la CCSN, *Rapports à soumettre par les exploitants de centrales nucléaires*, qui est cité dans les permis d’exploitation, les dossiers d’état de la centrale et les rapports d’événement constituent la première source d’information. Au nombre des autres rapports utilisés à des fins d’information figurent ceux produits par les titulaires de permis dont les rapports trimestriels, les rapports d’inspections en cours de fonctionnement et les rapports de vérification interne. La CCSN publie aussi par ailleurs des rapports d’inspection portant sur différents aspects de l’exploitation des centrales nucléaires. Ces rapports font état des résultats des inspections menées par la CCSN ainsi que des lacunes que les titulaires devront corriger.

Les sources internationales d’information comprennent les rapports relatifs à l’échelle internationale des événements nucléaires (INES) de l’AIEA/AEN et ceux de l’AIEA relatifs au système de notification des incidents (IRS). La CCSN donne accès à ces rapports par Internet à tous les titulaires de permis de centrale nucléaire au Canada.

Processus de rétroaction

Les titulaires de permis ont élaboré des processus de rétroaction pour veiller à ce que l'OPEX soit prise en compte, à tous égards, dans l'exploitation et la gestion des centrales. Ainsi, ENNB a mis en place le processus de repérage des problèmes et de prise de mesures correctives et OPG possède un site OPEX sur le Web qui permet d'avoir accès aux dossiers sur l'état des centrales et aux rapports sur l'OPEX se trouvant sur les sites de l'Association mondiale des exploitants de centrales nucléaires (WANO), de l'Institute of Nuclear Power Operations et du COG. Les autres centrales nucléaires canadiennes sont, elles aussi, dotées de systèmes semblables. EACL a fait de même pour ses réacteurs de recherche à Chalk River.

Le COG administre également un programme d'échange de renseignements et préside des réunions exploratoires qui ont lieu chaque semaine par voie de téléconférence. Les participants à ces réunions agissent à titre de comité de sélection et examinent les rapports d'événement soumis par les centrales CANDU et d'autres entreprises du secteur nucléaire afin de déterminer leur importance et leur pertinence pour les centrales CANDU. Ce comité de sélection comprend des spécialistes de l'OPEX d'OPG (de Darlington, de Pickering et du siège social), de Bruce Power, des centrales de Gentilly-2, de Point Lepreau, de Cernavoda, d'Embalse et de Wolsong, d'EACL, de la WANO et du COG. Le porte-parole de chaque groupe présente des renseignements à l'égard d'événements récents qui y ont eu lieu et qui peuvent être d'intérêt pour les autres sites. Le représentant du COG présente des rapports du secteur nucléaire choisis parmi ceux provenant de sources telles que la WANO, l'AIEA et la Nuclear Regulatory Commission des États-Unis. La rétroaction sur l'OPEX des réacteurs en Inde et au Pakistan est obtenue par l'entremise de la participation de la WANO au comité de sélection du COG sur l'OPEX et de rapports de l'AIEA sélectionnés par le COG.

Le personnel de la CCSN maintient une base de données informatisée permettant de faire la collecte, le stockage et la récupération des données d'exploitation et d'y donner suite. Elle contient des registres des rapports d'événement soumis par les titulaires de permis conformément à la norme S-99 de la CCSN. En soutien à la surveillance réglementaire des centrales nucléaires, le personnel de la CCSN examine ces rapports d'événement et en dégage les tendances.