



Rapport national du Canada pour la Convention sur la sûreté nucléaire

Cinquième rapport
Septembre 2010



Gouvernement
du Canada

Government
of Canada

Canada 

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

© Ministre des Travaux publics et Services gouvernementaux Canada 2010
Numéro de catalogue CC172-18/2010F-PDF
ISBN 978-1-100-95594-0

Publié par la Commission canadienne de sûreté nucléaire
Numéro de catalogue de la CCSN INFO-0805

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.

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

Téléphone : (613) 995-5894 ou 1-800-668-5284
Télécopieur : (613) 995-5086
Courriel : info@cnsccsn.gc.ca
Site Web : www.suretenucleaire.gc.ca

La Commission canadienne de sûreté nucléaire a présenté le Cinquième rapport du Canada pour la Convention sur la sûreté nucléaire à l'Agence internationale de l'énergie atomique le 1^{er} septembre 2010. Les corrections et changements éditoriaux mineurs apportés au document original (INFO 0805) figurent dans cette publication.

Rapport national du Canada pour la Convention sur la sûreté nucléaire Cinquième rapport

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

Résumé

Au cours de la période de référence, l'énergie nucléaire représentait à nouveau une partie importante de l'ensemble des sources d'énergie au Canada et elle a contribué de façon importante à son économie. Dix-sept réacteurs CANDU étaient en exploitation à la fin de la période de référence. Les activités de prolongement de la durée de vie de réacteurs des centrales Bruce-A et Point Lepreau se sont poursuivies et la possibilité de remettre à neuf d'autres centrales nucléaires présentement en exploitation faisait l'objet d'études. Également au cours de la période de référence, deux demandes de permis pour construire de nouvelles centrales nucléaires au Canada, qui avaient été rapportées dans le quatrième rapport du Canada, ont été retirées. Néanmoins, le processus d'évaluation environnementale a été amorcé concernant une demande de permis de préparation de l'emplacement pour un projet de construction d'une nouvelle centrale nucléaire au site de Darlington en Ontario.

Ce cinquième 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 2007 à mars 2010. Au cours de cette période, les mesures mises en place pour que le Canada puisse remplir ces obligations ont été maintenues et, dans plusieurs cas, améliorées. Facilitées par un régime législatif moderne et robuste, ces mesures 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.

Le Canada souscrit toujours pleinement aux principes et à la mise en œuvre de la Convention.

Au Canada, les activités menées dans les centrales nucléaires qui relèvent du domaine nucléaire sont régies par des textes de loi modernes et robustes, incluant 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 développé et bien établi. Un système de délivrance de permis est en vigueur 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. La CCSN fait appel à un programme exhaustif pour s'assurer de la conformité au cadre de réglementation et surveiller

la performance des 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 accordent à celle-ci une grande priorité à tous les niveaux de leurs organisations. La CCSN et les titulaires de permis ont pris un engagement fort en faveur de la sûreté nucléaire et s'efforcent d'améliorer continuellement leurs performances à ce chapitre..

Le cadre de réglementation au Canada, de nature largement non prescriptive, est continuellement mis à jour et aligné sur les normes internationales (tout au moins). Les modifications et les renouvellements des permis d'exploitation de centrale nucléaire ont été utilisés pour y incorporer de nouvelles normes et de nouvelles exigences. Au cours de la période de référence, la CCSN a fait des progrès marqués au chapitre de l'élaboration du cadre de réglementation en ce qui concerne deux domaines clés – la réfection et les nouvelles centrales nucléaires. La CCSN a également amélioré son état de préparation à traiter des projets de nouvelles centrales nucléaires, en optimisant ses niveaux de dotation, en commençant l'élaboration du programme de conformité et la détermination des compétences requises pour effectuer les inspections et la supervision liées aux projets de nouvelles centrales nucléaires, en effectuant des examens préalables des conceptions proposées par les fournisseurs ainsi qu'en élaborant des procédures à l'intention du personnel afin de les aider à évaluer les informations soumises à l'appui des demandes de permis.

Trois autres initiatives au chapitre de la réglementation – la définition du fondement d'autorisation, la réforme des permis et le manuel des conditions de permis – ont contribué à rendre les exigences et les attentes plus claires pour les titulaires de permis et ont facilité l'amélioration de l'efficacité et de l'efficacités de la réglementation.

En juin 2009, le Service d'examen intégré de la réglementation de l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA) a effectué une inspection de portée globale au Canada. Les observations contenues dans le rapport diffusé à la suite de cette inspection ont procuré un excellent retour d'information à la CCSN et ont contribué à éclairer les initiatives d'amélioration de la CCSN actuellement en cours.

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

Aucun des événements importants sur le plan de la sûreté survenus dans les centrales nucléaires canadiennes au cours de la période de référence ne présentait un risque grave pour les personnes ou pour l'environnement. Par exemple, aucune défaillance grave d'un système fonctionnel n'a eu lieu dans les centrales nucléaires au cours de la période de référence. Tous les événements se sont vus attribuer soit le niveau « 0 » ou le niveau « 1 » sur l'échelle internationale des événements nucléaires (INES). Les mesures prises par les titulaires de permis en réponse à ces événements ont permis de corriger toutes les lacunes et empêcher qu'ils ne se renouvellent.

Dans toutes les centrales nucléaires canadiennes, les marges de sûreté et l'application du principe des barrières multiples 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 de rendement en matière de sûreté attribuées aux centrales nucléaires par la CCSN pour chacun des domaines de sûreté qu'elle évalue ont confirmé que, à quelques rares exceptions près, toutes les centrales nucléaires répondaient aux exigences de la CCSN et à ses attentes en matière de rendement au cours des trois années de la période de référence. Dans les cas, peu nombreux, où le rendement ne répondait pas aux attentes de la CCSN, les titulaires de permis ont mis en œuvre des plans d'action corrective afin de corriger les lacunes.

Au cours de la période de référence, les entreprises du secteur nucléaire et la CCSN ont apporté des réponses aux sept questions qui avaient été adressées spécifiquement au Canada lors de la quatrième réunion d'examen de la Convention.

Question C-1 : Poursuite des travaux de réfection

Les travaux de réfection des tranches 1 et 2 à Bruce et de la centrale Point Lepreau effectués au cours de la période comprenaient le remplacement, la modification et l'amélioration de systèmes importants pour la sûreté qui accroîtront le rendement en matière de sûreté. Une surveillance réglementaire approfondie a été exercée et le cadre de réglementation concernant les projets de prolongement de la durée de vie a également été renforcé.

Question C-2 : Confirmation de la qualification environnementale des systèmes de sûreté et des systèmes liés à la sûreté

Dans les centrales nucléaires canadiennes, des programmes ciblés ont été adaptés au cours de la période de référence afin de maintenir et, au besoin, de mettre à jour la qualification environnementale des systèmes de sûreté et des systèmes liés à la sûreté.

Question C-3 : Élaboration et mise en œuvre de lignes directrices pour la gestion des accidents graves (LDGAG) et planification et exécution d'exercices de validation.

Les titulaires de permis ont continué à distribuer des procédures pertinentes et ils ont commencé la formation du personnel d'exploitation et du personnel d'intervention en cas d'urgence ainsi qu'à effectuer des exercices de validation en prévision de l'incorporation des LDGAG aux programmes de préparation aux situations d'urgence.

Question C-4 : Définition et adoption d'une approche gagnante en ce qui concerne la marge de sûreté en cas de perte de caloporteur due à une rupture majeure (PERCARM)

Les questions relatives aux marges de sûreté en cas de PERCARM sont présentement tenues en compte de façon systématique dans le cadre d'un exercice de plus grande envergure visant à apporter des solutions aux questions de sûreté relatives aux réacteurs CANDU. Le cas des PERCARM a été inclus à la liste globale des questions qui ont été examinées et classées en fonction de leur risque, et pour lesquelles des mesures possibles de contrôle du risque ont été déterminées. Les questions liées à ces PERCA ont été regroupées avec celles de la catégorie 3, pour lesquelles des mesures visant à maintenir des marges de sûreté suffisantes ont été prises,

mais il faut toujours confirmer que ces mesures sont adéquates. Un ensemble de mesures de contrôle du risque (fondées sur une approche analytique composite) est présentement adopté de façon préférentielle pour résoudre les questions relatives aux PERCA de ce type. Une solution de rechange (suivant une stratégie de modification de la conception) est en voie d'élaboration en parallèle.

Question C-5 : Poursuite des discussions concernant la mise en œuvre possible des bilans périodiques de sûreté (BPS)

Le personnel de la CCSN a poursuivi ses consultations auprès des titulaires de permis de centrale nucléaire et son évaluation des incidences de l'incorporation des BPS aux processus de délivrance de permis dans le cas de ces centrales. Il a conclu que l'adoption des BPS apporterait certains bénéfices au chapitre de la surveillance effectuée par l'organisme de réglementation. Plusieurs initiatives clés ont été réalisées et faciliteront la mise en œuvre des BPS si une décision est prise de les adopter; celles-ci incluent la définition du fondement d'autorisation, des améliorations aux permis d'exploitation, l'usage accru du processus de prise de décision en fonction du risque, et le développement progressif des systèmes de gestion des titulaires de permis. Il est prévu que le tribunal de la Commission examinera la possibilité d'adopter les BPS au Canada au cours de la prochaine période de référence et qu'il tiendra compte de facteurs comme la fréquence à laquelle le public peut intervenir dans le processus d'autorisation, l'efficacité et l'efficacités et le fardeau additionnel imposé à la CCSN et aux titulaires de permis.

Question C-6 : Renforcement de la mise en œuvre du processus de prise de décision en fonction du risque

Le processus de prise de décision en fonction du risque a été révisé et amélioré, et il est maintenant de plus en plus utilisé pour traiter d'une variété de décisions et de situations en matière de réglementation.

Question C-7 : Planification d'une inspection de grande portée par une équipe du SEIR

La portée de l'inspection effectuée par une équipe du Service d'examen intégré de la réglementation (SEIR) a été élargie au-delà des centrales nucléaires pour couvrir toutes les installations et les activités autorisées par la CCSN, à l'exception des activités d'importation et d'exportation. L'inspection au Canada a eu lieu en juin 2009 et le rapport subséquent soulignait un nombre de bonnes pratiques et présentait des recommandations et suggestions qui ont contribué à formuler des initiatives d'amélioration à la CCSN.

Plusieurs améliorations en matière de sûreté, en plus de celles effectuées pour répondre aux sept questions adressées lors de la quatrième réunion d'examen de la Convention, ont été apportées dans les centrales nucléaires au cours de la période de référence. Notamment, les projets de prolongement de la durée de vie comprennent plusieurs remplacements, modifications et améliorations des systèmes liés à la sûreté qui accroîtront le rendement et la surveillance des systèmes, les interventions en cas d'accident et certaines marges de sûreté. De nouveaux équipements (comme les recombineurs autocatalytiques passifs servant à contrôler l'accumulation d'hydrogène dans l'enceinte de confinement lors d'accidents) sont en voie d'être installés dans les centrales en réfection.

Table des matières

| | |
|---------------------------------------------------------------------------------------------|------------|
| Résumé..... | i |
| Liste de sigles, d’abréviations et d’expressions particulières..... | viii |
| Chapitre I – Introduction..... | 1 |
| Chapitre II – Résumé..... | 12 |
| Chapitre III – Respect de la convention | 19 |
| | |
| PARTIE A <u>Généralités</u> | 19 |
| Article 6 – Centrales nucléaires actuelles | 20 |
| 6 a Liste des centrales nucléaires actuelles..... | 20 |
| 6 b Justification du maintien en exploitation des centrales nucléaires canadiennes | 20 |
| | |
| PARTIE B <u>Législation et réglementation</u> | 23 |
| Article 7 – Cadre législatif et réglementaire | 24 |
| 7.1 Élaboration du cadre législatif et réglementaire | 24 |
| 7.2 Dispositions du cadre législatif et réglementaire | 28 |
| 7.2 (i) Exigences et règlements nationaux en matière de sûreté..... | 30 |
| 7.2 (ii) Programme de délivrance de permis..... | 36 |
| 7.2 (iii) Programme d’inspections et d’évaluations réglementaires..... | 52 |
| 7.2 (iv) Application..... | 58 |
| Article 8 – Organisme de réglementation | 62 |
| 8.1 Mise sur pied de l’organisme de réglementation | 67 |
| 8.2 État de l’organisme de réglementation | 86 |
| Article 9 – Responsabilités des titulaires de permis | 91 |
| | |
| PARTIE C <u>Considérations générales de sûreté</u> | 96 |
| Article 10 – Priorité à la sûreté | 97 |
| Article 11 – Ressources financières et humaines | 105 |
| 11.1 Ressources financières | 105 |
| 11.2 Ressources humaines | 107 |
| Article 12 – Facteurs humains | 116 |
| Article 13 – Assurance de la qualité | 124 |
| Article 14 – Évaluation et vérification de la sûreté | 128 |
| 14 (i) Évaluation de la sûreté | 128 |
| 14 (ii) Vérification de la sûreté | 140 |

| | |
|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|------------|
| Article 15 – Radioprotection | 147 |
| Article 16 – Organisation pour les cas d’urgence | 154 |
| 16.1 Plans et programmes des mesures d’urgence..... | 154 |
| 16.2 Information du public et des pays étrangers | 160 |
| 16.3 Organisation pour les cas d’urgence des Parties contractantes sans installation nucléaire | 161 |
| PARTIE D | 162 |
| Article 17 – Choix de site | 163 |
| 17 (i) Évaluation des facteurs liés au site | 166 |
| 17 (ii) Incidence de l’installation sur les personnes, la société et l’environnement | 167 |
| 17 (iii) Réévaluation des facteurs liés au site..... | 169 |
| 17 (iv) Consultation d’autres Parties contractantes susceptibles d’être touchées par les installations..... | 171 |
| Article 18 – Conception et construction | 172 |
| 18 (i) Prise en compte de la défense en profondeur au stade de la conception et de la construction..... | 176 |
| 18 (ii) Utilisation de technologies éprouvées | 178 |
| 18 (iii) Conception permettant un fonctionnement fiable, stable et facilement maîtrisable..... | 180 |
| Article 19 – Exploitation | 182 |
| 19 (i) Délivrance d’un permis initial d’exploitation | 183 |
| 19 (ii) Limites et conditions d’exploitation | 184 |
| 19 (iii) Procédures d’exploitation, d’entretien, d’inspection et de mise à l’essai | 187 |
| 19 (iv) Procédures d’intervention en cas d’incident d’exploitation prévu et d’accident..... | 189 |
| 19 (v) Services techniques et d’ingénierie..... | 193 |
| 19 (vi) Rapports sur les incidents importants sur le plan de la sûreté | 194 |
| 19 (vii) Retour d’expérience relative à l’exploitation..... | 195 |
| 19 (viii) Gestion du combustible utilisé et des déchets radioactifs sur le site..... | 196 |
| APPENDICES | 199 |
| Appendice A <u>Liste des sites Web pertinents</u> | 200 |
| Appendice B <u>Liste et état des centrales nucléaires au Canada</u> | 201 |
| Appendice C <u>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</u> | 203 |
| Appendice D <u>Événements importants au cours de la période de référence</u> | 205 |
| Appendice E <u>Recherche sur la sûreté nucléaire dans les centrales nucléaires</u> | 213 |

| | |
|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|------------|
| 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..... | 220 |
| Appendice G Questions de sûreté relatives au réacteur CANDU | 227 |
| Appendice H Processus de prise de décision en fonction du risque de la CCSN | 236 |
| ANNEXES | 240 |

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

| | |
|------------------------------|-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| AEN | Agence pour l'énergie nucléaire (une agence de l'Organisation de coopération et de développement économique) |
| AD | Accident de dimensionnement |
| AHD | Accident hors dimensionnement |
| 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) |
| AQ | Assurance de la qualité |
| ASF | Approche systématique à la formation |
| BPS | Bilan périodique de sûreté |
| Bruce Power | Bruce Power Inc. |
| BTIC | Barre de transfert intercentrale |
| CANDU | Réacteur canadien à deutérium-uranium (sigle anglais) |
| CCEA | Commission de contrôle de l'énergie atomique |
| CCP | Circuit caloporteur primaire |
| CCSN | Commission canadienne de sûreté nucléaire |
| CES | Cadre d'exploitation sûre |
| CIPR | Commission internationale de protection radiologique |
| CIU | Centre d'information en cas d'urgence |
| CMD | Documents préparés par le personnel de la CCSN, les promoteurs et les intervenants à l'intention des membres de la Commission pour les audiences et réunions de la Commission (chaque CMD a un numéro qui lui est propre) (sigle anglais) |
| COG | Groupe des propriétaires de CANDU (sigle anglais) |
| Convention | Convention sur la sûreté nucléaire |
| CSA | Association canadienne de normalisation (sigle anglais) |
| DG | Dossier générique |
| DPR | Division du programme de réglementation |
| DRCN | Direction de la réglementation des centrales nucléaires |
| EACL | Énergie atomique du Canada limitée |
| EAG | État d'arrêt garanti |
| ECB | Enceinte de confinement en béton |
| EE | Évaluation environnementale |
| EIE | Énoncé des incidences environnementales |
| EIS | Examen intégré de sûreté |
| ENNB | Énergie nucléaire Nouveau-Brunswick |
| EPS | Étude probabiliste de sûreté |
| ESE | Exigences relatives à la sûreté de l'exploitation |
| Examen des événements | Activités de vérification consistant à examiner et 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 sûreté, aux programmes et aux procédures) |
| Fermeture temporaire | Configuration spéciale de la centrale qui permet d'éviter que ses systèmes et composants ne se dégradent pendant une période d'arrêt prolongée |
| G8 | Groupe de huit nations (Canada, États-Unis d'Amérique, France, Royaume-Uni, Allemagne, Italie, Japon et Russie, et représentants de l'Union européenne) |
| HCLPF | Niveau de confiance élevé d'une faible probabilité de défaillance (sigle anglais) |
| HEPA | À haute efficacité pour les particules dans l'air (sigle anglais) |
| GSUO | Gestion des situations d'urgence Ontario |
| IFH | Ingénierie des facteurs humains |
| INES | Échelle internationale des événements nucléaires (sigle anglais) |
| Inspection circonscrite | Inspection particulière du 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 | Loi canadienne sur l'évaluation environnementale |
| LDGAG | Lignes directrices pour la gestion des accidents graves |
| LGU | Loi sur la gestion des urgences |
| LOD | Limite opérationnelle dérivée |
| LSRN | Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires |
| MCP | Manuel des conditions du permis |
| MDEP | Programme multinational d'évaluation de la conception (sigle anglais) |
| mSv | millisievert |
| MW | mégawatt |
| NEWS | Système des événements nucléaires sur le Web (sigle anglais) |
| OMU N.-B. | Organisation des mesures d'urgence du Nouveau-Brunswick |
| OPEX | Expérience d'exploitation (sigle anglais) |
| OPG | Ontario Power Generation Inc. |
| OSCQ | Organisation de sécurité civile du Québec |
| PCM | Point de contrôle pour la mise en service |
| PDFR | Prise de décision en fonction du risque |

| | |
|----------------------------------|-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| PERCA | Perte de caloporteur |
| PERCARM | Perte de caloporteur due à une rupture majeure |
| Période de référence | Avril 2007 à mars 2010 |
| Personnel de la CCSN | Le personnel de la Commission canadienne de sûreté nucléaire |
| 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-G2 | Plan des mesures d'urgence nucléaire externe de la centrale Gentilly-2 |
| PPUN | Plan provincial en cas d'urgence nucléaire de l'Ontario |
| Rapport canadien | Le n ^e rapport signifie le rapport soumis au nom du Canada lors de la n ^e réunion d'examen de la Convention sur la sûreté nucléaire |
| RCA | Réacteur CANDU avancé |
| R-D | Recherche et développement |
| RNCan | Ressources naturelles Canada |
| RUC | Refroidissement d'urgence du cœur |
| RSEI | Réservoir de stockage d'eau d'injection |
| S-99 | Norme d'application de la réglementation de la CCSN intitulée <i>Rapports à soumettre par les exploitants de centrales nucléaires</i> |
| Seuil d'action | 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 |
| 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 |
| Tribunal de la Commission | La composante de la Commission canadienne de la sûreté nucléaire constituant un tribunal |
| UNENE | Réseau d'excellence universitaire en génie nucléaire (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. 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.

Ce cinquième 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, Affaires étrangères et Commerce international Canada, Ressources naturelles 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 quatrième rapport décrit comment le Canada a mis en œuvre les obligations des articles 6 à 19 de la Convention au cours de la période de référence, allant d'avril 2007 à mars 2010. 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 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 cinquième 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 quatrième rapport canadien. Une attention particulière est accordée aux questions adressées au Canada lors de la quatrième réunion d'examen de la Convention. Les progrès réalisés pour résoudre les problèmes hérités qui ont été assignés au Canada lors de la troisième réunion d'examen sont également abordés.

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 et 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 évoqué en profondeur dans le troisième *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 2008.

A.2 Contenu

Le premier chapitre de ce rapport fournit des renseignements contextuels importants pour le reste du rapport. La section A de ce chapitre consiste en une introduction générale. La section B donne

un sommaire des résultats de la quatrième réunion d'examen se rapportant au Canada, incluant les bonnes pratiques relevées au Canada et les réponses aux questions qui lui ont été adressées lors de l'examen du quatrième 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 des développements majeurs survenus récemment (les projets de réfection et de nouvelles centrales nucléaires). 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 du présent rapport donne une vue d'ensemble des conclusions du rapport, incluant 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 questions soulevées lors de la quatrième réunion d'examen;
- des progrès réalisés concernant d'autres questions importantes de sûreté qui ne font pas l'objet de questions adressées au Canada; et
- des activités planifiées pour améliorer la sûreté et qui tiendront compte des questions adressées 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 aux différentes parties des articles de la Convention :

- 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. 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 bonnes pratiques relevées au Canada et les questions qui lui ont été adressées lors de la quatrième réunion d'examen sont soulignées dans un encadré au début de la partie pertinente du texte.

En juin 2009, le Canada a accueilli une équipe d'inspection du Service d'examen intégré de la réglementation (SEIR; pour plus de renseignements, voir l'article 8). Lorsqu'approprié, les observations dans le rapport publié par l'AIEA suite à cette inspection sont présentées dans des encadrés afin de fournir des renseignements complémentaires concernant le rendement en matière de réglementation au Canada selon une équipe d'examen indépendante. Les mesures prises par la CCSN en réponse aux observations de cette équipe d'inspection sont également décrites dans l'encadré.

Des informations additionnelles 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 des informations additionnelles 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 et quatrième rapports canadiens 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 cinquième rapport sera affiché sur le site Web de la CCSN en 2011 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 quatrième réunion d'examen

À la quatrième réunion d'examen de la Convention tenue à Vienne en avril 2008, le Canada faisait partie du groupe de pays n° 5 qui comprenait également le Chili, l'Allemagne, la Bulgarie, le Luxembourg, la Suisse et les Pays-Bas. 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 la Finlande, de la Corée, des États-Unis, du Pakistan, de l'Allemagne, de la Suisse, du Luxembourg, de l'Ukraine, de la Turquie, de l'Inde, du Royaume-Uni, du Chili et de la France. Ces commentaires et questions portaient sur des sujets tels que l'indépendance de la CCSN, les travaux de réfection, les nouveaux réacteurs, les stratégies de recrutement et de rétention, la prise de décision en fonction du risque, les examens périodiques de sûreté, les pertes de caloporteur dues à une rupture majeure (PERCARM), le programme de stagiaires de la CCSN, le cadre de réglementation, le recouvrement des coûts, les lignes directrices pour la gestion des accidents graves (LDGAG), la préparation aux situations d'urgence, les examens intégrés de sûreté versus les bilans périodiques de sûreté (BPS), les dossiers génériques, l'expérience d'exploitation, les rapports et les indicateurs de rendement.

Les tableaux des alinéas B.1 et B.2 énumèrent les bonnes pratiques relevées au Canada et les questions qui lui ont été adressées lors de la quatrième réunion d'examen, ceci conformément au rapport sommaire préparé par le Rapporteur du groupe de pays n° 5. Ils incluent également les alinéas pertinents du présent rapport. On retrouve également à l'alinéa B.3 une description d'une question en suspens portée à l'attention de toutes les Parties contractantes lors de la quatrième réunion d'examen. Finalement, des questions héritées de la troisième réunion d'examen sont énumérées à l'alinéa B.4.

B.1 Bonne pratiques relevées au Canada

| No. | Bonne pratique | Alinéa pertinent |
|-----|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|------------------|
| G-1 | Le processus de réglementation est ouvert et transparent pour le public, incluant les parties intéressées | 7.2 |
| G-2 | La mise en œuvre du processus de prise de décision en fonction du risque, particulièrement pour établir la priorité des questions de sûreté et pour planifier l'attribution des ressources | 8.1 d |
| G-3 | La mise sur pied d'une tribune fonctionnelle permettant aux cadres supérieurs de l'organisme de réglementation et des entreprises du secteur nucléaire de discuter de questions de politique et de démarches à adopter | 8.1 f |
| G-4 | L'utilisation d'examens intégrés de sûreté (similaire à l'approche des BPS) pour décider de l'ampleur des améliorations en matière de sûreté à apporter, dans le cadre des travaux de réfection de centrale nucléaire | 14 (i) c |
| G-5 | L'approche suivie pour le partage de renseignements avec le Groupe des propriétaires de CANDU, le Groupe des cadres supérieurs des organismes de réglementation et WANO concernant l'OPEX, incluant des conférences régulières | 19 (vii) |

B.2 Questions adressées au Canada

| No. | Question | Alinéa pertinent |
|-----|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|------------------|
| C-1 | <u>Poursuite des travaux de réfection</u> | 14 (i) c |
| C-2 | Confirmation de la qualification environnementale des systèmes de sûreté et des systèmes liés à la sûreté | 14 (ii) c |
| C-3 | Élaboration et mise en œuvre de lignes directrices pour la gestion des accidents graves (LDGAG) et planification et exécution d'exercices de validation | 19 (iv) |
| C-4 | <u>Définition et adoption d'une approche gagnante</u> en ce qui concerne la marge de sûreté en cas de perte de caloporteur due à une rupture majeure (PERCARM) | 14 (i) |
| C-5 | Poursuite des discussions concernant la mise en œuvre possible des bilans périodiques de sûreté (BPS) | 14 (i) d |
| C-6 | <u>Renforcement de la mise en œuvre</u> du processus de prise de décision en fonction du risque | 8.1 d |
| C-7 | <u>Planification d'une inspection de grande portée</u> par une équipe du SEIR | 8 |

B.3 Question en suspens à l'attention de toutes les Parties contractantes

« Les circonstances récentes au Canada entourant l'exploitation du réacteur NRU ont présenté un défi pour toutes les Parties contractantes – c'est-à-dire comment résoudre le dilemme possible entre la sûreté nucléaire et le besoin d'un approvisionnement ininterrompu de produits et services qui sont essentiels pour la sécurité et le bien-être de la population, en tenant compte des articles 8(2) et 10 de la Convention. »

Cette question est traitée à l'alinéa 8.2 b du présent rapport.

B.4 Questions héritées par le Canada suite à la troisième réunion d'examen

En plus de traiter les questions mentionnées précédemment et d'apporter des réponses aux questions qui lui ont été adressées lors de la quatrième réunion d'examen, le Canada a également continué à faire le suivi des actions présentement en cours qui découlent de la troisième réunion d'examen. Les actions qui n'ont pas été spécifiquement classées parmi les questions soulevées lors de la quatrième réunion d'examen, mais qui sont quand même pertinentes, sont énumérées ici à titre de référence. Elles sont abordées dans les parties appropriées du rapport.

- élaborer l'approche de réglementation pour la réfection et le prolongement de la durée de vie des centrales nucléaires (voir l'alinéa 7.2 (i) b);
- moderniser le cadre de réglementation relatif à la délivrance de permis dans le cadre de projets de nouvelles centrales nucléaires (voir l'alinéa 7.2 (i) c);
- maintenir les compétences des entreprises du secteur nucléaire (voir l'alinéa 11.2 b) et de l'organisme de réglementation (voir l'alinéa 8.1 c) en matière de sûreté;
- achever la mise en œuvre du programme de gestion de la qualité au niveau de l'organisme de réglementation (voir l'alinéa 8.1 d);
- améliorer le système d'évaluation utilisé pour attribuer des cotes de rendement aux titulaires de permis (voir l'alinéa 7.2 (iii) b);
- poursuivre les projets portant sur le cadre d'exploitation sûre dans les centrales nucléaires (voir l'alinéa 19 (ii) b).

C. Cadre et politique nucléaires nationaux

C.1 Cadre général

Au Canada, le développement et la production d'énergie et de substances nucléaires relèvent de la compétence du gouvernement fédéral. Pendant plusieurs décennies, le gouvernement du Canada a apporté son aide financière à la recherche nucléaire et son soutien 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, les fonds que le gouvernement du Canada alloue aux activités de recherche et développement portant sur la technologie des réacteurs canadiens à deutérium-uranium totalisent environ 100 millions de dollars par année. De plus, les entreprises du secteur nucléaire, par l'entremise du Groupe des propriétaires de CANDU (COG, décrit à l'alinéa D.1), fournissent approximativement 40 millions de dollars par année pour la recherche en soutien aux centrales nucléaires présentement en exploitation.

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 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 des 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 programme canadien en matière d'énergie

nucléaire est 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, 50 % de la production de l'électricité est assurée par des centrales nucléaires;
- la technologie nucléaire canadienne a permis au monde médical 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 CANDU d'origine canadienne ont été mis en service dans plusieurs pays; dont quatre sont en exploitation en Corée du sud, deux respectivement en Chine et en Roumanie et un en Argentine;
- l'ensemble du secteur nucléaire canadien, incluant les centrales nucléaires, contribue à hauteur de plusieurs milliards de dollars au produit intérieur brut et crée plus de 30 000 emplois nécessitant des compétences de haut niveau; et
- 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 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 de ressort du gouvernement fédéral. Son rôle englobe la recherche et le développement 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 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. L'organisme de réglementation du secteur nucléaire au Canada est la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN), un organisme fédéral indépendant. D'autres ministères importants du gouvernement fédéral ont un rôle à jouer dans le secteur nucléaire canadien dont :

- Ressources naturelles Canada, qui élabore les politiques fédérales canadiennes 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 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;
- Santé Canada, qui établit les normes en matière de radioprotection et effectue la surveillance de l'exposition aux rayonnements dans le milieu de travail;
- Transport Canada, qui élabore et administre les politiques, règlements et les services relatifs au système de transport canadien, incluant 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* dont elle a délégué une partie à la CCSN; et

- Affaires étrangères et Commerce international Canada qui établit et administre les politiques en matière de non-prolifération nucléaire, lesquelles sont mises en œuvre par la CCSN.

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 protection de l'environnement et la sécurité des travailleurs, tels que 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.

L'ensemble 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, la conception et le soutien relatifs à la technologie des réacteurs CANDU, et la coopération avec les gouvernements provinciaux et les autorités municipales.

Le Canada est un membre actif d'un bon nombre d'organismes dont l'AIEA, l'International Nuclear Regulators Association, le Groupe des cadres supérieurs des organismes de réglementation - CANDU, l'Agence de l'Organisation de coopération et de développement économiques pour l'énergie nucléaire (AEN) 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 de partager informations et expérience avec d'autres organismes de réglementation. 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 (pour plus de renseignements sur ce programme, voir l'appendice E).

Le Canada adhère à trois autres conventions multilatérales 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*; et
- la *Convention internationale pour la suppression des actes de terrorisme nucléaire*.

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, 17 génèrent présentement de l'électricité. Au cours de la période de référence, trois réacteurs étaient en réfection et deux autres étaient en voie d'être placés dans un état de conservation sûr. L'exploitation de ces réacteurs est régie par des permis d'exploitation se rapportant à sept sites différents.

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 appartenant à la province de Québec; et
- la Société énergie nucléaire Nouveau-Brunswick (ENNB), une société d'État appartenant à la province du Nouveau-Brunswick.

Le tableau suivant donne un sommaire des centrales pour lesquelles un permis a été délivré, des titulaires de permis et du nombre de réacteurs à chaque centrale.

| 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.

Toutes les centrales nucléaires au Canada possèdent des réacteurs à eau lourde sous pression de type CANDU. Une description détaillée des réacteurs CANDU a été fournie dans les premier et deuxième rapports canadiens. Les réacteurs de type CANDU ont été développés par Énergie atomique du Canada limitée (EACL), l'entreprise fédérale de recherche et développement dans le domaine nucléaire. EACL développe présentement un réacteur de type CANDU avancé 1000 (RCA-1000) et une version améliorée du CANDU 600 (C6 amélioré), les deux représentant une évolution fondée sur sa connaissance approfondie des structures, systèmes, composants et matériaux des réacteurs CANDU ainsi que sur l'expérience cumulée par les propriétaires et exploitants de centrales nucléaires CANDU et la rétroaction reçue d'eux. Le RCA-1000 et le C6 amélioré proposent tous deux des améliorations importantes aux chapitres de la rentabilité, du rendement et des caractéristiques intrinsèques de sûreté. EACL est à la recherche d'occasions de construire un réacteur de type RCA.

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, de l'entretien et de la rentabilité de la technologie CANDU.

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

Des projets de prolongement 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 des différents projets de prolongement de la durée de vie est décrit ci-après (pour de plus amples renseignements, voir l'alinéa 14 (i)).

Réfection de Bruce-A

L'exploitation des tranches 1 et 2 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. Les travaux importants qui ont été entrepris comprennent :

- le remplacement de composants du réacteur, 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 d'urgence;
- l'entretien et des mises à niveau du système d'alimentation électrique.

La priorité est accordée à la tranche 2, son retour en service étant prévu en 2011. Il est prévu que la tranche 1 sera remise en service quatre mois après la tranche 2. Au cours de la période de référence, la CCSN a renouvelé le permis de la centrale Bruce-A, celui-ci comportant des dispositions pour le chargement du combustible aux tranches 1 et 2 et leur redémarrage.

Bruce Power ne s'est pas encore engagée à effectuer la réfection des tranches 3 et 4. Cependant, si ce projet devait aller de l'avant, la réfection de la tranche 3 aurait probablement lieu peu de temps après le retour en service de la tranche 1, celle de la tranche 4 venant après.

Remise en service de Pickering-A

L'exploitation de la centrale Pickering-A a débuté en 1971. Les quatre tranches de la centrale Pickering-A ont été mises en état d'arrêt garanti en 1997 afin de pouvoir concentrer le plus possible les ressources humaines et financières à l'amélioration de l'exploitation des autres centrales nucléaires en Ontario. Plus tard, OPG a évalué la possibilité d'effectuer la réfection de cette centrale et de la remettre éventuellement en service (pour de plus amples renseignements sur les questions techniques en cause, voir les rapports canadiens précédents). Suite à une évaluation environnementale (EE) approfondie et une mise à niveau importante, la tranche 4 a été remise en service en 2003 et la tranche 1 en 2005.

En 2005, OPG a décidé de ne pas remettre en service les tranches 2 et 3. Cette décision reposait strictement sur une analyse de rentabilité et non sur des inquiétudes sur le plan de la sûreté ou des difficultés techniques ne pouvant être surmontées. OPG a déterminé que l'état physique des tranches 2 et 3 était inférieur à celui des tranches 1 et 4. À titre d'exemple, l'état des générateurs

de vapeur des tranches 2 et 3 était plus détérioré que celui des générateurs de vapeur des tranches 1 et 4. Une surveillance plus importante et des inspections additionnelles de ces générateurs de vapeur et d'autres composants ont révélé qu'OPG serait forcée d'effectuer des arrêts de plus longue durée au cours des années à venir. Des travaux sont en cours pour mettre ces tranches dans un état de conservation sûr, c'est-à-dire de drainer le réacteur de son combustible et de l'eau lourde, et de les isoler de l'enceinte de confinement au cours de la prochaine période de référence. 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 que toute la centrale nucléaire soit mise à l'arrêt avant son déclassement éventuel.

Fermeture anticipée de Pickering-B

L'exploitation de Pickering-B a débuté en 1983 et elle pourrait se poursuivre de manière sûre pendant presque dix ans avant qu'il ne soit nécessaire d'effectuer une réfection. Une étude sur la possibilité de réfection de Pickering-B a été entreprise, mais il a été décidé de ne pas aller de l'avant dans le cas des tranches de cette centrale. Leur capacité et leur emplacement ont été des facteurs importants dans cette décision. À la fin de leur durée de vie prévue, les tranches seront mises à l'arrêt. Entre temps, elles seront exploitées aussi longtemps que l'équipement répondra aux exigences en matière d'aptitude fonctionnelle. En mars 2010, OPG a envoyé à la CCSN une lettre donnant un aperçu des plans d'entretien des tranches de Pickering-B d'ici la fin de leur vie.

Réfection de Darlington

L'exploitation des quatre réacteurs de Darlington a débuté entre la fin des années 1980 et le début des années 1990. Au cours de la période de référence, une étude sur la possibilité d'effectuer une réfection a été entreprise afin de spécifier l'ampleur de celle-ci. Il est prévu qu'une fois toutes les approbations de la CCSN obtenues, la réfection des quatre tranches pourrait commencer entre 2015 et 2017. La réfection des tranches pourrait se faire une à la fois et on s'attendrait à ce qu'elles soient toutes remises en service d'ici 2025.

Réfection de Gentilly-2

En août 2008, Hydro-Québec a annoncé son intention d'effectuer la réfection de Gentilly-2 qui avait été mise en service en 1983. À la suite de plusieurs études des aspects technique, économique et de sûreté, Hydro-Québec a déterminé qu'il était préférable, pour des raisons économiques et environnementales, de procéder à la réfection de l'installation en place au lieu de la mettre à l'arrêt.

Le projet comprendra deux grandes parties : la réfection complète de la centrale Gentilly-2 et la construction d'une installation de gestion des déchets nucléaires permettant le stockage sur le site de ces déchets. Ce projet permettra de prolonger la durée de vie utile de la centrale nucléaire jusqu'aux années 2040.

Réfection de Point Lepreau

L'exploitation de Point Lepreau a débuté en 1982. L'arrêt à des fins de réfection a commencé en mars 2008. Au cours de la période de référence, les activités importantes suivantes se rapportant au remplacement de tubes ont été achevées :

- le réacteur a été mis à l'arrêt, le combustible a été retiré du réacteur et les systèmes ont été mis en état de fermeture temporaire;
- tous les tuyaux d'alimentation d'entrée et de sortie ainsi que les canaux de combustible ont été enlevés et les déchets provenant des activités de remplacement des tubes ont été transportés pour stockage à l'installation de gestion des déchets nucléaires sur le site;
- différentes activités d'inspection et de nettoyage ont été effectuées et l'installation des tubes de calandre a débuté; et
- les tuyaux d'alimentation supérieurs ont été installés.

D.3 Nouvelle centrale nucléaire

Tel que mentionné dans le quatrième rapport canadien, Bruce Power et OPG ont toutes deux soumis en 2006 une demande de permis de préparation de l'emplacement pour la construction future de centrales nucléaires. La demande de Bruce Power délimitait un emplacement à l'intérieur du périmètre actuel du site de Bruce, alors que la demande d'OPG décrivait un emplacement à l'intérieur du périmètre actuel du site de Darlington.

Au cours de la période de référence, Bruce Power a soumis deux autres demandes concernant un deuxième emplacement en Ontario et un emplacement dans la province d'Alberta.

En 2009, Bruce Power a retiré ses trois demandes. Le retrait des demandes concernant des emplacements en Ontario était motivé par des considérations commerciales, tandis que dans le cas de l'emplacement en Alberta, la demande a été retirée en attendant les résultats d'une évaluation d'un autre emplacement dans cette province.

OPG maintient toujours sa demande d'un permis de préparation de l'emplacement. Le projet vise à construire jusqu'à quatre nouveaux réacteurs (d'une capacité maximale de 4 800 mégawatts) immédiatement à l'est de la centrale nucléaire actuelle de Darlington, dans la municipalité de Carlington, en Ontario.

Une commission d'examen conjointe a été établie afin d'effectuer l'évaluation environnementale (EE). OPG a soumis un énoncé des incidences environnementales en vue de l'EE, ainsi que les informations devant toujours être fournies à l'appui de la demande d'un permis de préparation de l'emplacement. L'article 17 fournit des renseignements additionnels sur cette demande.

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. Le présent 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 dans les 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 développée et bien établie. 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 le risque 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 la performance 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 première 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 fort en faveur de la sûreté nucléaire et s'efforcent d'améliorer continuellement leurs performances à ce chapitre..

La CCSN a continué de mettre à jour son cadre réglementaire et de l'aligner (a minima) sur les normes internationales. Les changements apportés au cadre de la réglementation ont été effectués en suivant une approche qui tenait compte du risque. Les modifications et les renouvellements de permis d'exploitation de centrale nucléaire ont été utilisés pour y introduire de nouvelles normes et exigences, incluant des dispositions pour que l'entrée en vigueur des nouvelles exigences se fasse de façon progressive sur des périodes prédéterminées. L'approche canadienne concernant l'établissement d'exigences est habituellement non prescriptive; c'est-à-dire que la CCSN établit des exigences réglementaires générales fondées sur le rendement et les titulaires de permis de centrale nucléaire élaborent des mesures particulières afin de répondre à ces exigences. 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 fait des progrès marqués au chapitre de l'élaboration du cadre de réglementation en ce qui concerne deux domaines clés – la réfection et les nouvelles centrales nucléaires. La CCSN a produit plusieurs procédures d'examen pour le personnel afin de l'aider à effectuer l'évaluation des informations relatives aux projets de réfection et fournies à l'appui des demandes de permis pour de nouvelles centrales nucléaires.

En prévision d'activités croissantes se rapportant aux projets de nouvelles centrales nucléaires, la CCSN a commencé à élaborer le programme de conformité requis pour effectuer la surveillance au cours des différentes étapes du processus de délivrance de permis pour de nouvelles centrales nucléaires, à optimiser ses niveaux de dotation et à déterminer, pour les inspecteurs devant mettre en œuvre le programme de conformité, les exigences organisationnelles, les effectifs et les compétences nécessaires. La CCSN a aussi établi un lien avec le Bureau de gestion des grands projets et continué à participer au programme multinational d'évaluation de la conception (MDEP). Elle a également effectué des examens préalables des conceptions proposées par les fournisseurs dans le cas des réacteurs proposés par EAACL et Westinghouse.

Trois autres initiatives au chapitre de la réglementation – la définition du fondement d'autorisation, la réforme des permis et le manuel des conditions de permis – ont contribué à rendre les exigences et les attentes plus claires pour les titulaires de permis actuels et ont facilité une amélioration de l'efficacité et de l'efficacé de la réglementation.

Une équipe du Service d'examen intégré de la réglementation (SEIR) a effectué une inspection de portée globale au Canada en juin 2009. L'énoncé suivant est tiré du rapport final de cette équipe :

« L'équipe d'inspection du SEIR a été impressionnée par le niveau de préparation du personnel de la CCSN, à tous les paliers de l'organisation. Pendant toute la durée de l'inspection, l'équipe a reçu une entière coopération lors des discussions portant sur la réglementation et les politiques de nature technique avec les dirigeants et le personnel de la CCSN. L'équipe a relevé un certain nombre de bonnes pratiques et a formulé des recommandations et des suggestions qui pointent les aspects où des améliorations sont nécessaires ou souhaitables afin de continuer à accroître l'efficacité des contrôles réglementaires. Ces recommandations et suggestions sont adressées à une organisation qui cherche à améliorer sa performance et plusieurs d'entre elles se rapportent à des domaines pour lesquels la CCSN a déjà ou est en voie de mettre en œuvre un programme pour effectuer des changements. »

Le rapport d'inspection fournit un sommaire exhaustif de l'évaluation effectuée par l'équipe du SEIR, incluant 19 bonnes pratiques, 14 recommandations et 18 suggestions, et procure à la CCSN une excellente rétroaction sur ses initiatives d'amélioration présentement en cours.

Au cours de la période de référence, la CCSN a élaboré le plan harmonisé afin d'intégrer et d'assurer la concordance de toutes les initiatives d'amélioration inter-fonctionnelles à la CCSN en un plan unique comprenant des priorités ainsi que des résultats attendus clairs. Le rapport de l'équipe du SEIR a reconnu le plan harmonisé comme une bonne pratique :

« Le plan harmonisé et cohérent... rassemble toutes les initiatives d'amélioration dans un plan unique et leur attribue une priorité afin d'optimiser l'utilisation des ressources en vue d'apporter d'autres améliorations dans des domaines clés. »

Le plan harmonisé vise à apporter en temps opportun aux processus, à la formation et aux outils de la CCSN des améliorations durables qui sont alignées sur des questions de grande priorité faisant consensus et à maximiser la collaboration horizontale et les partenariats à tous les niveaux de la CCSN. Le plan harmonisé permettra à la CCSN de devenir une organisation fondée davantage sur des processus.

Le secteur nucléaire au Canada est une branche d'activité parvenue à maturité qui possède un excellent palmarès en matière 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 partager l'information.

Aucun des événements importants sur le plan de la sûreté survenus dans les centrales nucléaires canadiennes au cours de la période de référence ne présentait un risque grave aux personnes ou à l'environnement. Par exemple, aucune défaillance grave d'un système fonctionnel n'a eu lieu dans les centrales nucléaires au cours de la période de référence. Tous les événements se sont vus attribuer soit le niveau « 0 » ou le niveau « 1 » de l'échelle internationale des événements nucléaires (INES). Les mesures prises par les titulaires de permis en réponse à ces événements ont permis de corriger toutes les lacunes et de prévenir qu'ils 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 de leurs obligations 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 (voir la définition à l'alinéa 15 c). Les analyses de sûreté effectuées par les titulaires de permis, telles que décrites dans les rapports d'analyse de sûreté, ont démontré que les marges de sûreté étaient acceptables à toutes les centrales nucléaires canadiennes. L'application du principe des barrières multiples est également demeurée à un niveau acceptable à toutes les centrales nucléaires en exploitation au cours de la période de référence.

Les cotes de rendement en matière de sûreté attribuées aux centrales nucléaires par la CCSN pour chacun des domaines de sûreté qu'elle évalue ont confirmé que, à quelques rares exceptions près, toutes les centrales nucléaires répondaient aux exigences de la CCSN et à ses attentes en matière de rendement au cours des trois années de la période de référence. Dans ces cas peu nombreux où le rendement ne répondait pas aux attentes de la CCSN, les titulaires de permis ont mis en œuvre des plans d'action corrective. À la fin de la période de référence, dans tous les domaines de sûreté, toutes les centrales nucléaires répondaient aux exigences et attentes de la CCSN en matière de rendement, ou les excédaient. Les cotes intégrées de rendement, utilisées par la CCSN depuis 2008 dans le cas des centrales nucléaires, ont été soit « Entièrement satisfaisant » ou « Satisfaisant » pour ces centrales en 2008 et 2009.

Des projets visant le prolongement de la durée de vie des centrales nucléaires sont en voie d'être entrepris au Canada, tout en tenant compte de la mise à jour du cadre de réglementation, afin que l'exploitation sûre de ces centrales dure plus longtemps que prévu, bien au-delà de leur durée de vie initialement envisagée lors de la conception. Les évaluations de l'état de l'équipement, les examens intégrés de sûreté (EIS) et les plans intégrés de mise en œuvre font partie d'une approche systématique servant non seulement à maintenir le niveau de sûreté des centrales nucléaires remises à neuf mais à l'accroître par rapport à ce qu'il était avant la réfection. Pour plus de renseignements sur les activités visant le prolongement de la durée de vie, se reporter à la rubrique consacrée à la Question C-1, découlant de la quatrième réunion d'examen.

D'autres développements majeurs liés à la sûreté nucléaire survenus au Canada au cours de la période de référence sont également abordés dans les sections qui suivent. Certains d'entre eux sont traités dans le contexte des autres questions adressées au Canada lors de la quatrième réunion d'examen.

Réponse aux questions adressées au Canada lors de la quatrième réunion d'examen

Sept questions spécifiques ont été adressées au Canada lors de la quatrième 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 questions.

Question C-1 : Poursuite des travaux de réfection

Au cours de la période de référence, le Canada a poursuivi les travaux de réfection et a entrepris des activités de préparation (études, examen de sûreté, planification et mises à jour du cadre de réglementation) et de surveillance réglementaire ainsi que des projets de prolongement de vie. Le document RD-360 de la CCSN, *Prolongement de la durée de vie des centrales nucléaires*, a été publié afin de décrire le cadre de réglementation entourant les projets de réfection. Des procédures d'examen pour le personnel ont également été préparées afin d'aider le personnel de la CCSN à examiner toute les informations soumises par les titulaires de permis. Pour plus de renseignements, voir les alinéas 7.2 (ii) a et 14 (i) c. Les titulaires de permis ont entrepris des travaux de réfection d'envergure aux tranches 1 et 2 de Bruce-A et à Point Lepreau. Plusieurs améliorations en matière de sûreté sont apportées pendant les travaux de réfection. Pour plus de renseignements, voir la section D.1 du chapitre I et l'alinéa 14 (i) c.

Question C-2 : Confirmation de la qualification environnementale des systèmes de sûreté et des systèmes liés à la sûreté

Au cours de la période de référence, plusieurs programmes ont été modifiés dans les centrales nucléaires canadiennes afin de maintenir et, au besoin, de mettre à jour la qualification environnementale des systèmes de sûreté et des systèmes liés à la sûreté. Habituellement, ces programmes couvrent des mécanismes 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 afin de s'assurer que les questions techniques liées à la qualification environnementale sont traitées en temps opportun. Pour plus de renseignements, voir l'alinéa 14 (ii) c.

Question C-3 : Élaboration et mise en œuvre de lignes directrices pour la gestion des accidents graves (LDGAG) et planification et exécution d'exercices de validation.

Au cours de la période de référence, les titulaires de permis ont continué à faire des progrès aux chapitres de la mise en œuvre des LDGAG et de l'exécution d'exercices de validation. Les titulaires de permis ont publié des procédures et des documents de mise en œuvre des LDGAG, élaboré et commencé la formation du personnel d'exploitation et du personnel d'intervention en cas d'urgence et commencé à effectuer des exercices de validation en prévision de l'incorporation des LDGAG aux programmes de préparation aux situations d'urgence. Pour plus de renseignements, voir l'alinéa 19 (iv).

Question C-4 : Définition et adoption d'une approche gagnante en ce qui concerne la marge de sûreté en cas de perte de caloporteur due à une rupture majeure (PERCARM)

Les questions relatives aux marges de sûreté en cas de PERCARM sont présentement tenues en compte de façon systématique dans le cadre des efforts globaux pour résoudre les questions de sûreté relatives aux réacteurs CANDU. Un processus de prise de décision en fonction du risque a été suivi au cours de la période de référence pour classer en fonction de leur risque ces questions de sûreté et déterminer des mesures possibles de contrôle du risque. Le cas des PERCARM faisait partie de la liste globale des questions qui ont été examinées. Cinq questions distinctes liées à ce type de PERCARM ont par la suite été regroupées avec celles de la catégorie 3. Au Canada, les questions de la catégorie 3 sont sources d'inquiétude. Elles se rapportent à des situations pour lesquelles des mesures ont été prises afin de maintenir des marges de sûreté suffisantes, mais il faut toujours confirmer que ces mesures sont adéquates. Se fondant sur l'évaluation de la situation, un ensemble de mesures de contrôle du risque (fondées sur une approche analytique composite) sont présentement mises en œuvre de façon préférentielle et systématique pour résoudre les questions relatives aux PERCARM de ce type. Une solution de rechange (suivant une stratégie de modification de la conception) est en voie d'élaboration en parallèle, au cas où la solution privilégiée devait ne pas répondre aux critères d'acceptation définis à l'avance. Pour plus de renseignements, voir l'alinéa G.2 de l'appendice G.

Question C-5 : Poursuite des discussions concernant la mise en œuvre possible des bilans périodiques de sûreté (BPS)

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 incidences d'incorporer les BPS au processus réglementaire canadien de délivrance de permis dans le cas de ces centrales. Il a été conclu que l'adoption de la méthode de l'AIEA pour réaliser des BPS apporterait certains bénéfices au chapitre des activités de surveillance des centrales nucléaires effectuées par l'organisme de réglementation. Plusieurs initiatives clés ont été réalisées au cours de la période de référence et elles faciliteront la mise en œuvre des BPS si une décision est prise de les adopter. Ces initiatives incluent la définition du fondement d'autorisation, des améliorations aux permis d'exploitation, l'usage accru du processus de prise de décision en fonction du risque ainsi que l'élaboration et le développement progressifs des systèmes de gestion des titulaires de permis. Une décision sur l'adoption des BPS doit tenir compte de facteurs comme la fréquence à laquelle le public peut intervenir dans le processus d'autorisation, l'efficacité et l'efficacité des changements proposés, et le fardeau additionnel pouvant être imposé à la CCSN et aux titulaires de permis. Il est prévu que le tribunal de la Commission examinera la possibilité d'adopter les

BPS au Canada au cours de la prochaine période de référence. Pour plus de renseignements, voir l'alinéa 14 (i) d.

Question C-6 : Renforcement de la mise en œuvre du processus de prise de décision en fonction du risque

Le processus de prise de décision en fonction du risque a été révisé et amélioré au cours de la période de référence. Il est de plus en plus utilisé pour traiter une variété de décisions et de situations en matière de réglementation et il est maintenant cité dans le manuel du système de gestion de la CCSN. De plus en plus de membres du personnel de la CCSN acquièrent de l'expérience sur son application et les entreprises du secteur de l'énergie nucléaire se familiarisent avec ce processus et appuient son utilisation. Pour plus de renseignements, voir l'alinéa 8.1 d.

Question C-7 : Planification d'une inspection de grande portée par une équipe du SEIR

En 2007, la CCSN a élargi la portée de l'inspection qu'elle avait demandée au SEIR au-delà des centrales nucléaires afin de couvrir toutes les installations et les activités autorisées par la CCSN, à l'exception des activités d'importation et d'exportation. Une équipe du SEIR a effectué une mission de portée globale au Canada en juin 2009. La planification pour une auto-évaluation de suivi et une inspection par des pairs du SEIR a commencé. Pour plus de renseignements, voir « Conclusions générales » ci-avant et l'article 8.

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

En plus d'apporter des réponses aux sept questions qui lui ont été adressées lors de la quatrième réunion d'examen, le Canada a apporté plusieurs autres améliorations en matière de sûreté à ses 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 :

- le remplacement des tubes aux tranches 1 et 2 de Bruce et à Point Lepreau, touchant des composants sous pression clés des réacteurs (pour plus de renseignements, voir l'alinéa 14 (i) c);
- l'installation de recombineurs autocatalytiques passifs aux tranches 1 et 2 de Bruce et à Point Lepreau, pour résoudre le problème d'accumulation d'hydrogène à l'intérieur de l'enceinte de confinement lors de certains accidents (pour plus de renseignements, voir l'alinéa 14 (i) c);
- l'installation et la mise en service d'un système de ventilation filtrée d'urgence à Point Lepreau (pour plus de renseignements, voir l'annexe 14 (i) c);
- la restauration de la fonctionnalité de la barre de transfert intercentrale à Pickering-A, qui l'alimente en électricité à partir de Pickering-B advenant une rupture d'une conduite de vapeur principale dans le bâtiment turbine de Pickering-A (pour plus de renseignements, voir l'appendice D);
- l'installation d'un système auxiliaire d'alimentation électrique à Pickering, pour résoudre les questions découlant de la panne majeure du réseau électrique survenue le 14 août 2003 (pour plus de renseignements, voir l'alinéa 19 (iv));

- des améliorations de la qualification environnementale à Pickering et Darlington, incluant de meilleures dispositions en matière de protection contre la vapeur (pour plus de renseignements, voir l'alinéa 14 (ii) c);
- des améliorations en matière de protection contre l'incendie, comme des améliorations au système de rideau d'eau des transformateurs, des améliorations aux gicleurs de la turbine et l'installation de barrières de protection contre l'incendie pour les chemins de câbles à Bruce-A et Bruce-B (pour plus de renseignements, voir l'alinéa 18 (i) f) et des améliorations au système de protection contre l'incendie portant sur la détection, la suppression et l'évacuation à Point Lepreau (pour plus de renseignements, voir l'annexe 14 (i) c);
- l'installation de filtres à haute efficacité pour les particules dans l'air (HEPA) dans la salle de commande principale de la centrale Point Lepreau, afin de prolonger son habitabilité en cas d'accidents (pour plus de renseignements, voir l'annexe 14 (i) c); et
- l'addition de paramètres de déclenchement aux systèmes d'arrêt d'urgence à Point Lepreau et l'ajustement de certains seuils de déclenchement de ces systèmes afin d'améliorer leur couverture (pour plus de renseignements, voir l'annexe 14 (i) c).

Différentes autres améliorations en matière de sûreté ayant trait à l'exploitation, l'entretien, les inspections et les essais sont décrites à l'alinéa 19 (iii).

Activités prévues pour améliorer la sûreté

La CCSN et les titulaires de permis prévoient de poursuivre les initiatives et les améliorations en matière de sûreté décrites précédemment et d'entreprendre d'autres activités afin d'améliorer davantage la sûreté. Les améliorations prévues au cours de la prochaine période de référence comprennent :

- la poursuite des améliorations en cours dans le cadre de la réfection des tranches 1 et 2 de Bruce et de Point Lepreau;
- le prolongement de la durée de vie d'autres centrales présentement en exploitation (par exemple, Gentilly-2; les améliorations comprendront le remplacement de tubes, le remplacement des ordinateurs de commande, etc.);
- l'installation de recombineurs autocatalytiques passifs aux tranches 3 à 8 de Bruce de même qu'à Pickering-A et à Darlington (pour plus de renseignements, voir l'alinéa 18 (i));
- l'application des exigences stipulées dans le document RD-310 de la CCSN, *Analyses de la sûreté pour les centrales nucléaires*, par les titulaires de permis (pour plus de renseignements, voir l'alinéa 7.2 (i) c);
- des améliorations au système de protection contre l'incendie des centrales Bruce-A et Bruce-B ainsi que d'autres centrales; et
- l'achèvement des initiatives liées à la qualification environnementale de l'équipement.

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 l'échéancier de mise à l'arrêt, il peut être tenu compte de l'ensemble du contexte énergétique et des solutions de remplacement possibles, ainsi que des conséquences sociales, environnementales et économiques.

6 a Liste des centrales nucléaires actuelles

Le Canada compte 22 réacteurs nucléaires de puissance, tous de type CANDU. Les centrales nucléaires sont situées à sept sites différents, chacune d'elles ayant un permis d'exploitation délivré par la CCSN. L'appendice B fournit des renseignements généraux sur toutes les tranches des centrales nucléaires canadiennes.

6 b Justification du maintien en exploitation des centrales nucléaires canadiennes

Cadre général en matière de sûreté et dispositions connexes

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 outils de réglementation complètent les textes de loi, tel que décrit à l'article 7. Le programme de conformité réglementaire comporte des évaluations exhaustives du rendement en matière de sûreté des centrales nucléaires en exploitation, mesuré à l'aune 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 développé et bien établie, tel que décrit à l'article 8. Les articles 9 et 10 décrivent comment les titulaires de permis de centrale nucléaire s'acquittent de leurs responsabilités en matière de sûreté et font de la sûreté leur première priorité à tous les niveaux de leurs organisations. Les autres articles du présent rapport décrivent les multiples dispositions prises au Canada contribuant à l'exploitation sûre des centrales nucléaires. La CCSN et les titulaires de permis ont pris un engagement fort en faveur de la sûreté nucléaire et s'efforcent d'améliorer continuellement leurs performances 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.

Les dispositions mentionnées ci-avant sont renforcées en obtenant le concours d'experts de tierces parties et en participant à des forums et autres activités internationaux, comme l'élaboration de normes de l'AIEA. La CCSN continue de mettre à jour son cadre de réglementation et de l'aligner sur les normes internationales (a minima). Des renseignements supplémentaires sont fournis à l'article 7.

La sûreté des centrales nucléaires actuelles au Canada est évaluée en profondeur au moment de la délivrance du permis initial d'exploitation. Les titulaires de permis et l'organisme de réglementation ont tous deux depuis continué d'effectuer des évaluations de grande portée et reflétant les exigences modernes (par exemple, les mises à jour des rapports d'analyse de 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 sûreté effectuées par les titulaires de permis, telles que décrites dans les rapports d'analyse de sûreté, ont démontré que les marges de sûreté étaient acceptables à toutes les centrales nucléaires canadiennes. Des évaluations de sûreté sont également effectuées suite à des événements d'importance et lorsque l'expérience d'exploitation nationale et internationale le justifie. Les titulaires de permis et l'organisme de réglementation ont également effectué plusieurs vérifications détaillées en soutien aux opérations courantes. Ces activités sont décrites à l'article 14.

Les titulaires de permis de centrale nucléaire établissent une durée de vie limite pour les composants critiques (comme les canaux de combustible des réacteurs CANDU) et mettent en œuvre des plans de gestion du vieillissement afin d'aider à s'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 fonctionnalité et leur disponibilité 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 « Renouvellements de 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 18 (i)).

Dans le cadre de la planification de projets possibles de réfection, les titulaires de permis ont effectué des évaluations intégrées de sûreté (EIS) dont la portée est similaire aux BPS. Ce travail comprenait des évaluations systématiques et exhaustives de l'état de la centrale et la détermination d'améliorations à la sûreté qui sont incorporées à des plans intégrés de mise en œuvre. Ces activités constituent des moyens robustes permettant le prolongement de la durée de vie des centrales nucléaires de manière sûre. Elles ont contribué à améliorer le niveau de sûreté des centrales nucléaires remises à neuf par rapport à ce qu'il était avant la réfection. Les activités de réfection et les EIS sont décrites à l'alinéa 14 (i) c.

La transparence du processus de réglementation au Canada, abordée à l'article 7, contribue à axer les décisions réglementaires sur la préservation de la santé et de la sécurité des personnes et sur la protection de l'environnement. La participation du public à l'élaboration du cadre de

réglementation et du processus d'autorisation aide à préserver cette optique et de maintenir les parties intéressées informées et engagées.

Bilan en matière de sûreté opérationnelle

Le secteur nucléaire au Canada est une branche d'activité parvenue à maturité qui possède un excellent palmarès en matière de sûreté. Aucun des événements survenus dans les centrales nucléaires canadiennes au cours de la période de référence ne présentait un risque grave pour la santé et la sécurité des personnes ou pour l'environnement. Aucune défaillance grave de système fonctionnel n'est survenue dans les centrales nucléaires au cours de la période de référence et tous les événements se sont vus attribuer soit le niveau « 0 » ou le niveau « 1 » de l'échelle internationale des événements nucléaires (INES). Les mesures prises par les titulaires de permis en réponse à ces événements ont permis de corriger toutes les lacunes et de prévenir qu'ils ne se répètent.

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

Conclusion

Se fondant sur les multiples dispositions décrites ci-avant 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 trois articles :

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 d'autorisations pour les installations nucléaires et l'interdiction d'exploiter une installation nucléaire sans autorisation;
 - iii. Un système d'inspection et d'évaluation réglementaires 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 nucléaire du Canada en matière nucléaire.

7.1 Élaboration du cadre législatif et réglementaire

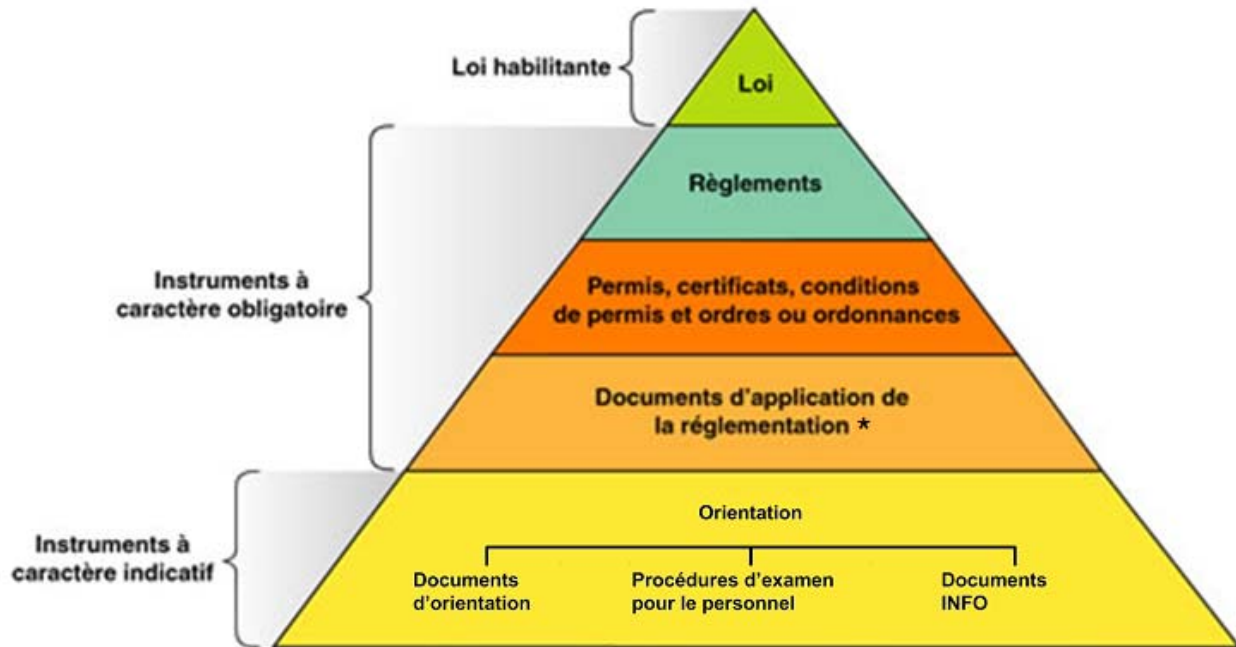
La CCSN exerce ses activités à l'intérieur d'un cadre législatif et réglementaire moderne et robuste. La figure 7.1 illustrent les principaux éléments du cadre de réglementation nucléaire du Canada. Ce cadre comprend des lois promulguées par le Parlement du Canada, celles-ci régissant la réglementation du secteur nucléaire au Canada, de même que des instruments tels que les règlements, les permis 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 orientations à leur sujet. 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 ont également force exécutoire s'ils sont cités dans les permis. La LSRN, les règlements, les documents d'application de la réglementation et les permis sont décrits de façon plus détaillée dans les alinéas qui suivent.

Le rapport de l'équipe d'inspection du SEIR mentionnait, comme force particulière du Canada, que

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

Figure 7.1: Éléments du cadre de réglementation



* Les documents d'application de la réglementation ont également force exécutoire s'ils sont cités dans les permis.

7.1 a 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; et
- 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 balisé l'approche adoptée en ce qui a trait à 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 *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires* (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 nucléaire¹ (CCSN).

La CCSN comprend deux parties : le tribunal de la Commission et le personnel de l'organisme¹. Le tribunal de la Commission est un tribunal administratif et quasi-judiciaire qui établit les stratégies en matière de réglementation sur des questions concernant la santé, la sûreté, la sécurité et l'environnement. Également, il établit des règlements ayant force exécutoire et rend de façon indépendante des décisions en matière de permis. Le tribunal de la Commission a les pouvoirs d'une cour d'archives; autorisé à entendre des témoins, à recevoir des éléments de preuve et à contrôler ses travaux, et il 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 incluant :

- 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 les 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;

¹ Le terme « Commission canadienne de sûreté nucléaire », ou CCSN, désigne l'organisation dans son ensemble. Le terme « Tribunal de la Commission » désigne les personnes siégeant au tribunal tandis que le terme « personnel de la CCSN » désigne les employés de l'organisme.

- 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 diagnostique médical;
 - l'industrie, tels que la radiographie industrielle, les sources servant à la diagraphie en cours de forage de puits de pétrole ou de gaz, les jauges de densité; et
 - la recherche.

La LSRN permet la réglementation d'installations comme les centrales nucléaires en établissant un système de permis et 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.

La CCSN est aussi responsable de l'administration et de l'application des engagements internationaux pris par le Canada dans le cadre d'accords et de conventions bilatéraux et multilatéraux de coopération nucléaire, incluant dans les domaines des garanties nucléaires ainsi que de l'importation et de l'exportation d'équipement, de substances et de renseignements nucléaires réglementés.

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 le tribunal de la Commission;
- comporte des dispositions permettant au tribunal de la Commission de revoir des décisions à la lumière de nouvelles informations;
- autorise le tribunal de 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; et
- autorise le recouvrement des coûts des mesures de réglementation auprès des entités possédant un permis en vertu de la LSRN.

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

Étant donné que la réglementation nucléaire est de compétence fédérale, le gouvernement du Canada réglemente également certaines activités qui, si elles n'étaient pas liées à l'énergie nucléaire, seraient du ressort des provinces. La CCSN doit donc réglementer ces domaines en autant qu'ils relèvent de son mandat et qu'ils font partie de la liste des installations et des activités spécifiées dans la LSRN. Cette responsabilité peut être partagée avec d'autres ministères ou organismes fédéraux. 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 dans les centrales nucléaires du Québec et du Nouveau-Brunswick avec

Ressources humaines et Développement social Canada. Conformément à la *Loi canadienne sur la protection de l'environnement*, la CCSN partage également la réglementation fédérale en matière de protection de l'environnement avec Environnement Canada.

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*;
- 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*; et
- la *Loi sur la gestion des urgences*.

La réglementation nucléaire est clairement de compétence fédérale. Cependant, selon la Constitution canadienne, des lois provinciales peuvent, dans certains cas, s'appliquer également au domaine nucléaire si elles ne sont pas directement liées à l'énergie nucléaire et si elles ne contreviennent pas aux lois fédérales. Par exemple, les lois provinciales relatives à la protection de l'environnement s'appliquent aux installations nucléaires. 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 afin d'éliminer toute répétition. La LSRN autorise de tels accords afin d'éliminer le chevauchement en matière de réglementation. La LSRN confère aussi au tribunal de la Commission et au gouverneur en conseil (le Cabinet fédéral) le pouvoir d'incorporer des lois provinciales et des règlements par renvoi.

7.2 Dispositions du cadre législatif et réglementaire

Le cadre de réglementation nucléaire au Canada repose sur des textes de loi modernes et robustes. Tel que décrit à l'alinéa 7.1, la LSRN permet l'élaboration d'un ensemble d'instruments de réglementation à l'appui et complémentaires, incluant des règlements, des permis et des documents du cadre de réglementation.

Bonne pratique G-1 relevée au Canada lors de la quatrième réunion d'examen
« *Le processus de réglementation est ouvert et transparent pour le public, incluant les parties intéressées* »

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. Le processus en place pour l'élaboration des règlements et des documents à l'appui, et pour la délivrance de permis (des précisions sont données ci-après) prévoit la participation de parties intéressées et des communications aux intervenants en temps opportun (des renseignements supplémentaires sur la participation des intervenants prévue par la CCSN sont donnés à l'alinéa 8.2 b). Le rapport de l'équipe d'inspection du SEIR mentionnait, comme force particulière du Canada, que

« les stratégies et les processus de la CCSN relatifs aux interventions par des tierces parties, et particulièrement la participation du public, sont exhaustifs, ouverts et transparents. »

Au cours de la période de référence, le Canada a poursuivi ses efforts visant à améliorer la transparence de son processus de réglementation et de faire intervenir le plus grand nombre possible de parties intéressées.

Au cours de la période de référence, la CCSN a examiné l'ensemble des instruments d'application de la réglementation actuels. Se fondant sur ce travail, un plan exhaustif à long terme est en voie d'être mis en œuvre afin d'élaborer et d'améliorer davantage le cadre de réglementation, de façon à répondre à tous les besoins de la CCSN et de toutes les parties intéressées.

Suggestion S14 résultant de l'inspection de l'équipe du SEIR

« 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. »

La CCSN reconnaît que la mise en œuvre de façon systématique d'examens périodiques des règlements, des documents d'application de la réglementation et des guides actuels est essentielle pour s'assurer que le régime de réglementation nucléaire au Canada reste à jour et reflète les changements technologiques et ceux apportés aux pratiques en matière de réglementation nucléaire sur la scène internationale et qu'il continue de répondre aux besoins des Canadiens. Ces règlements, documents et guides ont été examinés à l'automne 2009. Au cours de la prochaine période de référence, les documents d'application de la réglementation et les guides seront soit annulés ou révisés, selon un calendrier tenant compte des priorités de l'organisation et de la disponibilité des ressources. Les nouveaux documents d'application de la réglementation et guides devant être élaborés seront identifiés, de même que les besoins en nouveaux règlements et les règlements actuels devant être révisés.

En 2009, au moment d'effectuer l'exercice visant à établir les priorités dans le cadre de l'examen des documents d'application de la réglementation, des guides et des règlements, il a été déterminé que, pour les activités relatives au cadre de réglementation, un plan opérationnel quinquennal permettrait de planifier plus efficacement les ressources à long terme et d'établir des calendriers plus appropriés pour les projets s'y rapportant.

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

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

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 mines et les usines de concentration d'uranium;*
- *Règlement sur les substances nucléaires et les appareils à rayonnement;*
- *Règlement sur l'emballage et le transport des substances nucléaires;*
- *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.*

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 le tribunal de la Commission et aux délibérations menées par les fonctionnaires désignés par ce tribunal.

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.

Processus relatif à l’élaboration de règlements

Lorsqu’elle élabore des règlements ou y apporte des modifications, la CCSN doit se conformer à la *Directive du Cabinet sur la rationalisation de la réglementation* – une politique de réglementation du gouvernement du Canada entrée en vigueur le 1^{er} avril 2007. Celle-ci vise à s’assurer que l’incidence possible et les coûts des règlements proposés ainsi que le niveau d’appui dont ils jouissent sont tenus en compte de façon systématique avant d’entamer le processus correspondant.

Le processus de prise 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 processus de prise de règlements de la CCSN est décrit de façon plus détaillée à l’annexe 7.2 (i) a.

Bonne pratique G16 relevée lors de l’inspection de l’équipe du SEIR

« *Le processus de réglementation est très ouvert et transparent, et il comprend de nombreuses consultations préalables. Les parties intéressées sont consultées avant de commencer la rédaction des règlements.* »

De façon régulière, la CCSN fait part de cette pratique à d’autres ministères et agences désireux d’améliorer leur propre processus d’établissement de règlements.

7.2 (i) b Documents du cadre de réglementation

Des documents soutiennent le cadre de réglementation de la CCSN en précisant les exigences et les attentes qui sont formulées dans la LSRN, ses règlements et les instruments ayant force

exécutoire tels que les permis et les ordres. Ces documents fournissent des directives, des conseils et des renseignements aux titulaires de permis.

On a reconnu au cours de la période de référence que les objectifs des différents documents qui ont été publiés et qui sont présentement en voie d'élaboration ainsi que les règles servant à leur attribuer un titre devaient être clarifiés. En 2009, dans le cadre d'une révision de son cadre de réglementation, la CCSN a adopté les catégories suivantes pour les documents du cadre de réglementation :

- Les documents d'application de la réglementation – donnent plus de précisions que les règlements sur les mesures qui doivent être prises pour respecter les exigences réglementaires de la CCSN.
- Les documents d'orientation – fournissent des conseils pratiques sur les mesures à prendre pour respecter les exigences réglementaires de la CCSN.
- Les documents INFO - sont des publications à l'intention du public et d'autres parties intéressées, rédigées dans un langage clair, qui décrivent des questions de nature nucléaire ainsi que des exigences réglementaires et des processus de réglementation. Ils corroborent également d'autres éléments du cadre de réglementation et apportent des informations supplémentaires à leurs sujets.
- Les procédures d'examen pour le personnel – sont des documents de travail internes utilisés par le personnel de la CCSN afin de l'aider à effectuer des examens réglementaires. Ces documents peuvent être mis à la disposition de ceux qui présentent des demandes de permis afin de le aider à structurer leur demande et de fournir les renseignements nécessaires (les alinéas 7.2 (ii) et 8.1 d donnent plus de renseignements sur ces procédures).

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

Suggestion S13 résultant de l'inspection de l'équipe du SEIR

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

 Au cours de la période de référence, la CCSN a examiné et adopté une terminologie uniforme pour tous ses documents d'application de la réglementation.

Utilisation d'autres normes pour l'élaboration des documents 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. La CCSN 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 l'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.

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 et d'experts techniques chargés de rédiger ces normes. Des représentants de la CCSN siègent également à la Commission et aux quatre comités de l'AIEA sur les normes de sûreté 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 tenant compte de la technologie, des pratiques et de l'approche suivie en matière de réglementation qu'on y retrouve. Le tableau 7.2 (i) b.3 de l'annexe 7.2 (i) donne des exemples de l'utilisation des normes de l'AIEA pour l'élaboration de documents de la CCSN. Des exemples de l'alignement des documents de la CCSN relatifs aux nouvelles centrales nucléaires sur les documents de l'AIEA sont également décrits à l'alinéa 7.2 (i) c ci-après.

D'autres normes internationales telles que la collection 14 000 de l'Organisation internationale de normalisation (ISO) sont parfois utilisées pour l'élaboration des documents de la CCSN. Dans les permis, il est possible de faire directement renvoi tout autant à des normes qu'à des codes. À titre d'exemples, le Code national du bâtiment du Canada, le Code national de prévention des incendies et les normes N285 et N286 de l'Association canadienne de normalisation (CSA) portant respectivement sur les enveloppes de pression et l'assurance de la qualité (AQ) des centrales nucléaires, sont cités en référence dans tous les permis d'exploitation de centrale nucléaire présentement en vigueur.

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 étant 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 7.2 (i) b.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.

Bonne pratique G15 relevée lors de l'inspection de l'équipe du SEIR

« Lorsqu'il y a lieu, la CCSN adopte ou adapte des normes nationales et internationales pour élaborer des exigences réglementaires. Le gouvernement canadien favorise la participation aux activités de normalisation de l'AIEA et à celles de l'Association canadienne de normalisation. »

Lorsqu'il y a lieu, la CCSN continuera de s'inspirer des normes nationales et internationales pour élaborer des exigences réglementaires.

Avant d'insérer une 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 avant d'exiger la pleine conformité. Par exemple, dans le cas de la révision 1 de la norme d'application de la réglementation S-98 de la CCSN, *Programme de fiabilité pour les centrales nucléaires*, une série de consultations dont des ateliers conjoints CCSN-secteur nucléaire et des visites dans les centrales nucléaires par le personnel de la CCSN ont précédé sa mise en application. Selon le cadre de réglementation actuel, quatre approches peuvent être suivies pour insérer une nouvelle norme d'application de la réglementation dans un permis déjà en vigueur :

- 1) proposer l'ajout d'une nouvelle condition de permis au moment du renouvellement du permis,
- 2) acquiescer à la demande d'un titulaire de permis de modifier son permis,
- 3) donner un ordre, et
- 4) modifier un permis de par la propre initiative du tribunal de la Commission.

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

Documents d'application de la réglementation concernant les projets de réfection

Au cours de la période de référence, la CCSN a distribué le document RD-360, *Prolongement de la durée de vie des centrales nucléaires*. Il stipule que les centrales nucléaires devraient se fixer des objectifs modernes de haut niveau afin de s'assurer de leur exploitation sûre et sécuritaire tout au long de leur cycle 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 prolongement 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 rencontrés pour tout projet de prolongement de la durée de vie d'une centrale nucléaire :

1. la portée technique du projet tient compte des résultats d'une évaluation environnementale (EE, voir l'alinéa 17 (iii) b) et un examen intégré de sûreté (EIS, voir l'alinéa 14 (i) c) et elle est suffisamment bien incorporées à un programme intégrée de mise en œuvre;
2. les programmes et processus sont établis en tenant compte des besoins particuliers du projet; et
3. le projet est planifié et mis en œuvre de façon appropriée.

Le programme intégré de mise en œuvre fait ressortir les forces et 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.

L'une des mesures demandées au Canada lors de la troisième réunion d'examen visait à élaborer une approche de réglementation pour la réfection et le prolongement de la durée de vie des centrales nucléaires. La publication du document RD-360 constitue une étape importante en ce sens. Cependant, la CCSN et les entreprises du secteur nucléaire reconnaissent maintenant que ce document devrait être mis à jour afin d'y incorporer les leçons tirées des projets récents de

réfection et de l'aligner sur les nouvelles orientations internationales en matière de réglementation. La CCSN prépare présentement la première révision du document RD-360 qui élargira l'inventaire des options offertes aux titulaires de permis pour a) poursuivre l'exploitation des centrales nucléaires au-delà de la durée de vie nominale et b) terminer leur exploitation sur une base commerciale. Pour obtenir des renseignements sur les processus de la CCSN concernant les projets de réfection, incluant les procédures d'examen du personnel, voir l'alinéa 14 (i) c.

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

L'une des mesures demandées au Canada lors de la troisième réunion d'examen consistait à moderniser le cadre de réglementation relatif à la délivrance de permis dans le cas de projets de nouvelles centrales nucléaires. Au cours de la période de référence, la CCSN a continué de mettre à jour son cadre de réglementation s'appliquant à ces centrales. La mise à jour s'inspire en autant que possible des normes et des bonnes pratiques internationales, incluant les normes de sûreté nucléaire de l'AIEA. Ces normes établissent des objectifs 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 présentant des exigences techniques et des bonnes pratiques plus spécifiques sur le choix de l'emplacement, la conception, la construction, l'exploitation et le déclassement de nouvelles centrales nucléaires. Ces normes et documents techniques servent depuis plusieurs années de références et de base de comparaison pour les exigences réglementaires nucléaires de la CCSN.

En 2008, la CCSN a révisé le document d'information intitulé *Processus d'autorisation des nouvelles centrales nucléaires au Canada* (INFO-0756, révision 1). Ce document précise le processus actuel de délivrance de permis en vertu de la LSRN et ouvre la voie à l'élaboration d'une collection de documents du cadre de réglementation portant sur la délivrance de permis pour d'éventuelles nouvelles centrales nucléaires.

Le document RD-310 de la CCSN, *Analyses de la sûreté pour les centrales nucléaires*, a été publié en 2008. Ce document énonce les informations réglementaires de haut niveau dont les demandeurs de permis de centrale nucléaire doivent se servir pour préparer et soumettre une analyse de sûreté. Il porte particulièrement sur les exigences de haut niveau relatives à la réalisation des analyses déterministes de sûreté servant à l'évaluation des conséquences des événements. Au cours de la prochaine période de référence, l'approche décrite dans le document RD-310 commencera à être mise en œuvre dans les centrales nucléaires présentement en exploitation (pour plus de renseignements, voir l'alinéa 14 (i) a).

Le document S-294 de la CCSN, *Études probabiliste de sûreté (EPS) pour les centrales nucléaires*, a été distribué au cours de la période de référence précédente et il est maintenant incorporé à la plupart des permis d'exploitation de ces centrales. Pour plus de renseignements, voir l'alinéa 14 (i) b.

Le document RD-337 de la CCSN, *Conception des nouvelles centrales nucléaires*, a également été distribué en 2008 afin d'établir des attentes neutres sur le plan de la technologie pour la conception de nouvelles centrales nucléaires refroidies à l'eau. Ce document reflète, dans une

vaste mesure, 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 du Canada. Des renseignements supplémentaires sur le document RD-337 sont fournis tout au long de l'article 18.

En outre, la CCSN a publié en 2008 le document RD-346, *Évaluation de l'emplacement des nouvelles centrales nucléaires*, qui définit les attentes de la CCSN servant à déterminer si un emplacement sera approprié tout au long de la durée de vie prévue de la centrale nucléaire. Ce document est une adaptation des principes retrouvés dans le document NS-R-3 de l'AIEA *Évaluation de l'emplacement des installations nucléaires*, et il tient compte d'attentes canadiennes qui n'y sont pas abordées, comme la protection de l'environnement, la sécurité des sites et la protection de l'information et de l'équipement protégés. Des renseignements supplémentaires sur le document RD-346 sont fournis dans le préambule de l'article 17.

Plusieurs parties intéressées ont fait part de leur intérêt pour 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 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 le tribunal de 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, le tribunal de la Commission est autorisé à assortir les permis de toute condition qu'il 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 (pour plus de renseignements, voir l'alinéa 8.1 a). 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 :

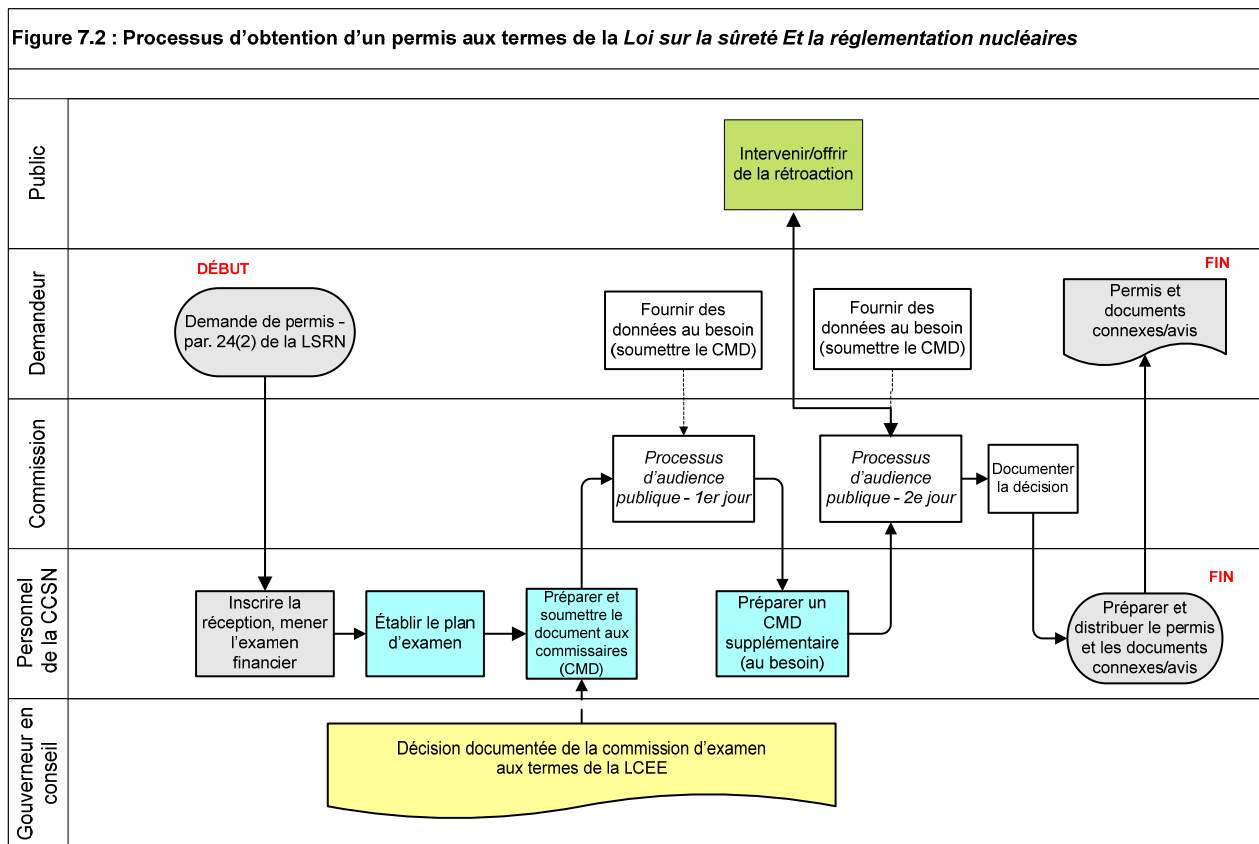
- 1) un permis de préparation de l'emplacement;
- 2) un permis de construction;
- 3) un permis d'exploitation;
- 4) un permis de déclassement; et
- 5) un permis d'abandon.

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

Pour des renseignements supplémentaires sur l'examen réglementaire des projets de nouvelles centrales nucléaires, voir les articles 17 et 18.

7.2 (ii) a Processus de délivrance de permis

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 le tribunal de la Commission (en bref, la « Commission »).



Le processus de délivrance de permis est initié par une demande d'un intervenant à l'endroit de 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 donne les sections du *Règlement général sur la sûreté et la réglementation nucléaires* (Règlement général) et du *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I* (Règlement de la catégorie I) qui stipulent certaines des principales exigences concernant les renseignements à fournir.

Fondements d'exigences importantes concernant les demandes de permis

| Type de permis | Règlement général sur la sûreté et la réglementation nucléaires | Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I |
|----------------------------------------|-----------------------------------------------------------------|-----------------------------------------------------------|
| Permis de préparation de l'emplacement | Section 3 | Sections 3 et 4 |
| Permis de construction | Section 3 | Sections 3 et 5 |
| Permis d'exploitation | Section 3 | Sections 3 et 6 |

Pour chaque type de permis, la CCSN prépare présentement un document d'orientation sur les demandes de permis, guide 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. Il est prévu que ces documents d'orientation portant sur le permis de préparation de l'emplacement et le permis de construction seront disponibles à des fins de consultation publique en 2010.

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 en amont 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 advenant l'incapacité du titulaire de permis de poursuivre les opérations. Jusqu'à maintenant, elles ont servi principalement au déclassement de centrales à la fin de leur durée de vie utile 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*.

Le paragraphe 5(1) (d) de la LCEE stipule qu'une 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. Pour toutes les nouvelles centrales nucléaires, l'EE est effectuée avant que le premier permis, à savoir le permis de préparation de l'emplacement, ne soit délivré. Une EE couvre toutes les phases du cycle de vie d'un projet (de la préparation de l'emplacement à l'abandon). Cependant, puisque seulement des renseignements préliminaires de haut niveau concernant le déclassement sont disponibles lorsqu'une EE est effectuée pour la première fois, une autre EE pourrait être nécessaire lors de la phase de déclassement de l'installation. Une EE pourrait également être requise si le titulaire de permis demandait d'apporter des changements à l'installation dont on n'avait pas tenu compte lors de l'EE initiale. La nécessité d'effectuer une EE est passée en revue avant de prendre toute décision relative à la délivrance de permis. Les EE sont décrites de façon plus détaillée aux alinéas 7.2 (ii) b et 17 (ii) a.

Définition du fondement d'autorisation

Toutes les informations soumises avec la demande de permis font partie du fondement d'autorisation d'une centrale nucléaire. En décembre 2009, le tribunal de la Commission a approuvé la nouvelle définition de la CCSN du fondement d'autorisation, celle-ci étant maintenant donnée dans le document INFO-0795, *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 directement en référence dans ce permis; et
- (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 conformément au fondement d'autorisation.

Documentation du processus de délivrance de permis

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. Des ajustements additionnels, 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 de l'initiative d'amélioration coordonnée de la CCSN (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 documents d'orientation sur les demandes de permis et de formulaires connexes. Ce plan prévoit l'intégration des connaissances acquises de l'expérience internationale en matière de délivrance de permis accumulée par des organismes tels que l'AIEA, l'AEN, le MDEP et d'autres organismes nationaux de réglementation du secteur nucléaire. La CCSN est également en voie de préparer des procédures d'examen pour le personnel et des plans d'évaluation connexes afin de coordonner l'évaluation interne des informations soumises par les demandeurs. Au cours de la période de référence, de telles procédures (voir l'alinéa 8.1 d) ont été rédigées afin de faciliter l'évaluation des informations soumises concernant les centrales nucléaires, incluant celles ayant trait aux :

- demandes de permis de préparation de l'emplacement;
- énoncés des incidences environnementales; et
- examens intégrés de sûreté liés au prolongement de la durée de vie (pour plus de renseignements, voir l'alinéa 14 (i) c).

Des procédures d'examen pour le personnel sont présentement en voie d'élaboration pour évaluer les informations soumises à l'appui d'une demande de permis de construction et pour effectuer un examen préalable de la conception de réacteur choisi par des fournisseurs (décrit à l'article 18). La CCSN prévoit commencer l'élaboration de procédures d'examen pour le personnel concernant les demandes de permis d'exploitation au cours de la prochaine période de référence.

Recommandation R3 résultant de l'inspection de l'équipe du SEIR

« 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. »

La CCSN s'est engagée à mettre en œuvre les activités et les processus du plan harmonisé ayant trait à la fonction d'autorisation (délivrance de permis). Ce plan définit la portée d'initiatives spécifiques à cette fonction et celles-ci sont mises en œuvre suivant un calendrier prioritaire – ceci va se poursuivre.

Les examens liés aux EE et à la 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 effectués par des spécialistes de la CCSN en utilisant des procédures d'examen pour le personnel portant sur des sujets précis.

Recommandation R6 résultant de l'inspection de l'équipe du SEIR

« 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. »

La CCSN a établi un plan exhaustif pour la préparation de documents du processus de délivrance de permis, de documents et de guides d'application de la réglementation, de documents d'orientation sur les demandes de permis et de formulaires connexes, ainsi que de procédures d'examen pour le personnel.

Reconnaissant les bénéfices qu'apportent l'officialisation et la documentation du processus d'examen relatif à la délivrance de permis pour de nouvelles centrales nucléaires, la CCSN élargit la portée de la mise en œuvre de cette approche à toutes les installations et toutes les activités réglementées.

Suggestion S15 résultant de l'inspection de l'équipe du SEIR

« 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. »

Un projet clé du plan harmonisé est l'élaboration et la documentation des processus, procédures et critères relatifs aux évaluations techniques. Dans le cadre de ce projet, le concept des procédures d'examen pour le personnel sera appliqué à toutes les installations et activités réglementées et à tous les domaines techniques.

Évaluation d'une demande de permis

Lorsque la CCSN évalue les renseignements accompagnant une demande de permis, elle tient compte des observations d'autres ministères et organismes fédéraux et provinciaux chargés de réglementer la santé et la sécurité, la protection de l'environnement, la préparation aux situations d'urgence et le transport de marchandises dangereuses.

Le personnel de la CCSN documente les conclusions et les recommandations découlant de ses examens dans des documents aux commissaires (CMD) qu'il soumet ensuite au tribunal de la Commission. Ce tribunal tient compte des conclusions et recommandations initiales lors du 1^{er} jour de l'audience publique (voir la figure 7.2), en même temps qu'il tient compte des informations soumises par le demandeur du permis. Au 2^e jour de l'audience publique, le tribunal de 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'ils jugent utiles pour la décision d'autorisation en question. Dans les cas d'autorisation de centrale nucléaire, une période de temps importante est habituellement allouée aux intervenants pour 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 2^e jour de l'audience (à titre de suivi à la discussion du 1^{er} jour, par exemple).

Pendant et après les audiences publiques, le tribunal de 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 des décisions du tribunal de la Commission sont publiés sur le site Web de la CCSN.

Si le tribunal de 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. Les permis peuvent aussi inclure des modalités et des conditions auxquelles les titulaires de permis doivent se conformer, telles que des renvois à des normes.

Les permis de centrale nucléaire contiennent habituellement des dispositions qui nécessitent l'approbation de la CCSN, ceci signifiant que la permission du tribunal de la Commission doit être obtenue 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
- ne serait pas conforme aux conditions du permis, ou
- prenait une orientation qui n'est pas nécessairement plus sûre, mais qui répond toujours aux objectifs du fondement d'autorisation.

Un exemple d'un cas (l'état d'arrêt garanti assuré par les barres du système d'arrêt d'urgence) nécessitant une permission est donné à l'appendice H.

Bonne pratique G4 relevée lors de l'inspection de l'équipe du SEIR

« 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 et ils sont soit attribués à la Commission, soit délégués au personnel approprié de la CCSN, par exemple, les fonctionnaires désignés. »

À titre de pratique réglementaire courante, la CCSN continue de rechercher des occasions pour améliorer ses activités visant à maintenir un programme d'autorisation robuste et des processus bien définis.

7.2 (ii) b Permis de préparation d'un emplacement

Le choix d'un emplacement pour le développement à long terme d'une nouvelle centrale nucléaire ne constitue pas une activité réglementée au Canada et il 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 du ministère des Ressources naturelles, 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 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.

En outre, 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 (par exemple, pour tenir compte de l'incidence de l'emplacement sur l'environnement, de la planification des mesures d'urgence et des dangers externes d'origine naturelle ou humaine);
- établit des attentes au sujet du recueil de données au sujet de l'emplacement; et
- établit des attentes aux sujets de l'assurance de la qualité et de la consultation du public et des Autochtones.

Des renseignements supplémentaires concernant les critères d'évaluation de l'emplacement retrouvés dans le document RD-346 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 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 dans le cadre de la présentation d'une demande d'un permis de préparation de l'emplacement sera précisée dans un document d'orientation de la CCSN présentement en cours d'élaboration. 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.

Le processus d'examen de la CCSN (illustré à la figure 7.2 de l'alinéa 7.2 (ii) a) fait usage d'un plan d'évaluation comprenant des étapes et des échéanciers d'examen. Les procédures d'examen

pour le personnel (décrites aux alinéas 7.2 (ii) a et 8.1 d) sont utilisées pour faciliter l'examen par la CCSN des énoncés des incidences environnementales (EIE) et des demandes de permis de préparation de l'emplacement dans le cas des centrales nucléaires. Les séances d'information publique et les échanges qui s'ensuivent aident aussi à déterminer si un emplacement est acceptable. Le résultat de ces examens est sous forme d'une série de recommandations qui sont soumises à une Commission d'examen conjoint, nommé par le gouvernement fédéral (elle constitue également une formation du tribunal de la Commission). À la suite d'audiences publiques, la Commission d'examen conjoint rend une décision concernant l'évaluation environnementale (EE) et subséquemment, à l'égard de la demande d'un permis de préparation de l'emplacement.

Le tribunal de la Commission peut délivrer un permis de préparation de l'emplacement dans l'un ou l'autre des cas suivants :

- une décision favorable a été rendue à l'issue de l'EE, conformément au paragraphe 5(1) (d) de la LCEE; ou
- le gouverneur en conseil autorise la poursuite du projet, même si la décision n'est pas favorable à l'issue de l'EE, parce que, conformément à l'article 37 de la LCEE, les effets sont justifiables dans les circonstances.

Des renseignements supplémentaires au sujet des EE sont donnés à l'alinéa 17 (ii) a.

7.2 (ii) c Permis de construire

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 sur 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 constitue 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 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, la mise en service et l'exploitation de la centrale; et
- 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 sûreté soumises en appui à la demande.

La CCSN élabore présentement un document qui procurera des lignes directrices additionnelles pour aider à la préparation d'une demande 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 le tribunal de 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 sûreté soient passablement avancées et appuyées par des activités de recherche adéquates et appropriées, incluant 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. Suite à la réception d'une demande, la CCSN effectue une évaluation exhaustive des documents de conception, du rapport préliminaire d'analyse de 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 bonnes pratiques en matière de conception et d'exploitation de centrale nucléaire en usage dans les 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, incluant un échéancier montrant comment l'organisation adaptera cette surveillance au fur et à mesure que le projet avancera;
- la conception et l'analyse de sûreté, évaluant si celles-ci, ainsi que les autres renseignements requis, répondent aux exigences réglementaires – la conception et l'analyse de 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 approches de remplacement);
- les évaluations indépendantes de sûreté effectuées par des pairs, c'est-à-dire celles effectuées par des personnes ou des groupes autres que ceux travaillant à la conception, incluant une évaluation article par article en fonction du document RD-337 de la CCSN, *Conception des nouvelles centrales nucléaires*;
- le programme de mise en service;
- les plans globaux, incluant les calendriers, pour le développement de l'organisation de l'exploitant, la formation, l'accréditation du personnel et 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; et

- les politiques, les stratégies et les dispositions adoptées en matière de radioprotection, de préparation aux situations d'urgence, 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 comprenant la mise en service de tous les structures, systèmes et composants 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 en anticipation de 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 d'assurance de la qualité. 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 effectuée par le demandeur; et
- les approbations nécessaires 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, en autant que cela est possible, que tous les structures, systèmes et composants ont été installés correctement et qu'ils fonctionnent conformément aux exigences de conception (ceci comprend leur réponse aux conditions anormales d'exploitation, telles que créditées dans l'analyse de 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 d'une demande de permis d'exploitation, les progrès effectués par le titulaire de permis au chapitre du développement de l'organisation sont tenus en compte.

7.2 (ii) d Permis d'exploitation

Au moment de soumettre une demande de permis de l'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 façon 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 de sorte que le premier chargement du combustible dans le cœur puisse aller de l'avant. Les renseignements devant accompagner une demande de permis d'exploitation comprennent entre autres :

- une description des structures, des systèmes et de l'équipement de la centrale nucléaire, y compris leurs caractéristiques de conception et leurs conditions de fonctionnement;
- le rapport final de l'analyse de sûreté;
- les mesures, programmes, politiques, méthodes et procédures proposées concernant :
 - les phases B, C et D de la mise en service – comprenant la mise en service de tous les structures, systèmes et composants de l'installation après le premier chargement de combustible dans le cœur;
 - 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 relative à la planification et à la préparation aux situations d'urgence, y compris les procédures en cas de rejet accidentel hors site; et
 - 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 que 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, son élaboration devant débiter au cours de la prochaine période de référence.

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 structures, systèmes et composants de l'installation qui sert à confirmer que :

- les caractéristiques importantes de la sûreté opérationnelle correspondent à celles utilisées pour effectuer l'analyse de sûreté de la conception de la centrale;
- la centrale nucléaire a été construite selon les plans; et
- 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 nucléaire, au démarrage du réacteur et à l'atteinte par paliers de la puissance nominale de la centrale. 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 la durée des permis en fonction du rendement du titulaire de permis et aux conclusions 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, le tribunal de 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.

Pour aider le personnel de la CCSN à recommander une durée de permis sur la base de motifs logiques et cohérents, la CCSN a élaboré un certain nombre de facteurs qui sont énoncés dans le document aux commissaires 02-M12. Ces facteurs comprennent entre autres les dangers associés à l'installation; la mise en œuvre, par le titulaire de permis, de programmes efficaces de gestion de la qualité; la mise en œuvre, par le titulaire et par la CCSN, d'un programme de conformité efficace; l'expérience du titulaire; un rendement acceptable éprouvé de la part du titulaire de permis; les exigences du *Règlement sur les droits pour le recouvrement des coûts* et le cycle de planification de l'installation.

Modifications aux permis

Le tribunal de la Commission peut modifier les permis d'exploitation de centrale nucléaire pour, par exemple, apporter des changements aux conditions actuelles du permis ou y insérer de nouvelles conditions. Des modifications au permis peuvent être apportées à l'initiative du tribunal de la Commission ou suite à une demande du titulaire de permis.

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, accordant la priorité à certains domaines particuliers choisis en se fondant sur les antécédents de rendement, sur le degré de risque et sur des avis d'expert. L'évaluation sert à fournir au tribunal de 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.

Utilisant cette approche, 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; et
- les activités importantes que le titulaire de permis prévoit de réaliser au cours des années qui suivront l'expiration du prochain permis.

En vue du renouvellement d'un permis d'exploitation, le personnel de la CCSN évalue les programmes du titulaire de permis et leur mise en œuvre et leur attribue une cote de rendement. Le tableau F.2 de l'appendice F donne la liste des domaines de sûreté et des programmes connexes qui ont fait l'objet d'évaluations au cours de la période de référence. La CCSN prévoit apporter des ajustements à la liste des domaines de sûreté et programmes servant à l'évaluation des centrales nucléaires au cours de la prochaine période de référence et adopter un ensemble qui sera commun pour toutes les installations autorisées par la CCSN.

La CCSN se sert d'un système de cotes de rendement pour faire un sommaire de l'évaluation des domaines de sûreté et des programmes par rapport aux exigences de la CCSN et à ses attentes en matière de rendement. Des changements ont été apportés à ce système au cours de la période de référence. L'appendice F donne une description des nouveau et ancien systèmes ainsi qu'un parallèle entre eux.

De nouvelles normes et de nouvelles exigences sont insérées de façon systématique aux permis d'exploitation au moment de les renouveler. (Le processus global et les options pour imposer aux titulaires de permis des exigences se trouvant dans de nouvelles normes sont décrits à l'alinéa 7.2 (i) b) La mise en œuvre d'une nouvelle norme peut nécessiter un plan et une période de mise en œuvre avant que le titulaire de permis ne puisse se conformer pleinement aux nouvelles exigences. La pratique de mettre le permis à jour de façon régulière constitue une caractéristique du système de délivrance de permis du Canada, ceci étant un point commun avec les bilans périodiques de sûreté (BPS). Les activités au Canada liées à la prise en considération des BPS sont décrites à l'alinéa 14 (i) d.

Au cours de la période de référence, les permis d'exploitation des centrales nucléaires Bruce-A, Bruce-B, Darlington et Pickering-B ont été renouvelés pour une période de cinq ans.

Le présent permis d'exploitation de la centrale Point Lepreau couvre un arrêt planifié de 18 mois pour effectuer la réfection et une période subséquente allant jusqu'à la fin de juin 2011. Lorsqu'il a été renouvelé en juin 2006, ce permis d'exploitation a été modifié afin d'y insérer un nombre de points d'arrêt. Ceux-ci incluent la nécessité d'obtenir la permission de la Commission pour effectuer le rechargement du combustible, pour redémarrer le réacteur et, lors des essais de mise en service, pour augmenter la puissance du réacteur d'un palier à l'autre. Il est prévu que ces points d'arrêt seront atteints au cours de la prochaine période de référence.

Projet d'amélioration des permis

Le projet d'amélioration des permis pour les installations de catégorie I a débuté en 2008 dans le cadre du plan harmonisé. Tel que défini dans les règlements, les installations de catégorie I 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. L'objectif de ce projet est d'améliorer la présentation et le contenu des permis d'exploitation pour les 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);
- l'expérience de l'application des permis actuels et de leur fondement; et
- les consultations auprès de parties intéressées internes et externes.

Il est prévu que le projet permettra de promouvoir une plus grande uniformité de la présentation et du contenu des permis utilisés pour l'ensemble des installations importantes que la CCSN réglemente, en commençant par les centrales nucléaires.

La phase I de ce projet, qui s'est terminée au cours de la période de référence, a eu comme résultat important l'introduction d'un contenu et d'une présentation améliorés des permis des centrales Bruce-A et Bruce-B lors de leur renouvellement. Les avantages du nouveau contenu et de la nouvelle présentation sont :

- 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 du tribunal de la Commission;
- l'élimination de conditions redondantes;
- des permis clairs, bien définis et simplifiés alignés, dans la mesure du possible, sur les domaines de sûreté définis par la CCSN;
- une diminution du fardeau réglementaire sur les titulaires de permis, sans compromettre la sûreté;
- une utilisation plus efficace des ressources de l'organisme de réglementation; et
- un processus qui aide le personnel de la CCSN à acquérir et maintenir une connaissance des dossiers d'autorisation.

Un aspect important de la présentation révisée des permis est l'introduction du manuel des conditions du 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 conjointement avec le permis.

Le MCP fait un lien entre chaque condition du permis et les critères de vérification de la conformité afin de s'assurer d'une conformité adéquate par rapport au permis, et de fournir une

explication pour chacune des exigences réglementaires insérées au permis par le tribunal de la Commission.

Le MCP établit également des processus de contrôle des modifications et des différentes versions afin d'effectuer la gestion des registres et des documents. Il documente le processus graduel d'application qui serait mis en œuvre si la CCSN jugeait que le titulaire de permis ne se conformait pas aux exigences du permis, en commençant par le processus de résolution des conflits.

Enfin, le MCP documente les plans de mise en œuvre, les points à régler et les dates des étapes de transition pour des conditions spécifiques du permis et, le cas échéant, identifie les dernières révisions et les dates d'entrée en vigueur des documents de la CCSN, des documents élaborés par le titulaire de permis et des normes et codes du secteur nucléaire, ainsi que les critères pour obtenir l'approbation du tribunal de la Commission ou l'accord du personnel de la CCSN.

La première condition générale des nouveaux permis d'exploitation des centrales Bruce-A et Bruce-B stipule que le titulaire de permis doit exploiter la centrale nucléaire conformément à son fondement d'autorisation (tel que défini à l'alinéa 7.2 (ii)). La deuxième condition générale stipule que le titulaire de permis doit obtenir l'approbation du tribunal de la Commission, par écrit, avant de passer outre à la première exigence d'une manière qui pourrait nuire de quelque façon que ce soit à l'exécution sûre des activités autorisées. Ceci établit l'essence du contrôle exercé par la CCSN sur les questions critiques pour la sûreté.

Conformément aux nouveaux permis d'exploitation des centrales Bruce-A et Bruce-B, si un titulaire de permis propose de changer la version d'une norme citée dans le permis, ceci nécessite seulement l'approbation d'un membre du personnel désigné par le tribunal de la Commission (le directeur général de la réglementation des centrales nucléaires). La modification serait consignée dans le MCP. À titre de comparaison, la version précédente des permis d'exploitation de ces centrales exigeait d'obtenir l'approbation du tribunal de la Commission et de modifier le permis avant d'effectuer une modification de ce genre. En établissant les exigences de cette façon, la CCSN fait un meilleur usage des pouvoirs délégués pour améliorer l'efficacité et l'efficience.

Les permis d'exploitation des autres centrales nucléaires au Canada seront modifiés pour refléter la nouvelle présentation et le nouveau contenu au moment de les renouveler. Chaque permis d'exploitation renouvelé sera accompagné d'un MCP spécifique à la centrale nucléaire.

La possibilité de délivrer des permis d'exploitation de plus longue durée aiderait aussi à améliorer l'efficacité et l'efficience de la réglementation mise en œuvre par la CCSN dans le cas des centrales nucléaires. Un programme de délivrance de permis permettant de délivrer des permis de plus longue durée devrait offrir à la population des occasions suffisamment fréquentes et utiles d'intervenir et comprendre un mécanisme permettant d'incorporer de façon systématique de nouvelles normes aux permis, le cas échéant. Des permis de plus longue durée seraient une option si la CCSN décidait d'exiger que les centrales nucléaires qu'elle réglemente effectuent des BPS. Les démarches en cours concernant l'application des BPS sont décrites à l'alinéa 14 (i) d.

Recommandation R4 résultant de l'inspection de l'équipe du SEIR

« 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. »

Ceci constitue l'objectif du projet de réforme des permis pour toutes les installations et activités nucléaires au Canada. Ce projet est une initiative présentement en cours dans le cadre du plan harmonisé et il sera complété comme prévu. La phase I porte sur les permis des centrales nucléaires. L'approche ainsi développée sera ensuite appliquée aux autres installations et activités nucléaires suivant un plan à phases multiples (Phase 2 – les installations du cycle du combustible nucléaire – modèle et mise en œuvre).

Suggestion S5 résultant de l'inspection de l'équipe du SEIR

« 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 »

La durée des permis et la délégation de pouvoirs au personnel de la CCSN sont à l'étude dans le cadre du projet de réforme des permis. Toute décision sur ces points relève ultimement du tribunal de la Commission. La phase I porte sur les permis des centrales nucléaires. L'approche ainsi développée sera ensuite appliquée aux autres installations et activités nucléaires suivant un plan à phases multiples (Phase 2 – les installations du cycle du combustible nucléaire), y compris une évaluation des recommandations actuelles du personnel sur la durée des permis.

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

Tel que mentionné à l'alinéa 7.2 (ii), le tribunal de la Commission ne peut délivrer de permis qu'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.

L'article 30 de la LSRN autorise le personnel de la CCSN à faire des inspections afin de s'assurer du respect, par les titulaires, des exigences réglementaires et des conditions du permis. Les titulaires de permis doivent en outre mettre en place un ensemble de programmes et de processus visant à assurer une protection appropriée de l'environnement ainsi que la santé et la sécurité des travailleurs et de la population (l'appendice C fournit une liste représentative de ces programmes).

La politique d'application de la réglementation P-211 de la CCSN, *La conformité*, stipule que la CCSN doit prendre les mesures qu'elle juge raisonnables et nécessaires pour maximiser le

degré de conformité aux exigences réglementaires des personnes assujetties à la LSRN. La politique stipule également le besoin de 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; et
- des antécédents en matière de conformité de la personne assujettie 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 8.1 d). Le processus de conformité intègre tous les éléments de la conformité, celle-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; et
- 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 renouvellement des permis d'exploitation qui est décrit 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 consistent en 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, incluant les rondes en chantier de même que les inspections régulières et la surveillance des systèmes; et
- les examens documentaires qui comprennent la revue de documents tels que les rapports d'analyse de sûreté de la centrale, les rapports d'événements, etc. (d'autres exemples de

rapports que les titulaires de permis soumettent à la CCSN sont donnés à l'annexe 7.2 (iii) b)

Habituellement, les inspections comprennent des entrevues avec le personnel du titulaire de permis responsable du programme en cause, une revue des documents, données, registres et rapports d'événement, de même que des vérifications en chantier de l'état des composants. Certaines inspections consistent à observer des activités des titulaires de permis pendant qu'elles se déroulent (par exemple, des exercices ou des mises à l'arrêt).

En général, les critères d'acceptation utilisés pour effectuer la vérification de la conformité peuvent s'inspirer d'une ou plusieurs des sources suivantes :

- les exigences réglementaires;
- les documents de la CCSN donnant des précisions sur la façon par laquelle le tribunal de la Commission se propose d'appliquer les exigences réglementaires;
- les renseignements fournis au tribunal de la Commission par les titulaires de permis décrivant comment ils comptent se conformer aux exigences réglementaires dans l'exercice de leurs activités autorisées; et
- les avis d'expert offerts par le personnel de la CCSN, incluant les renseignements sur les bonnes pratiques du secteur nucléaire.

Au fur et à mesure que les permis seront renouvelés, conformément à la présentation développée dans le cadre du projet d'amélioration des permis (voir l'alinéa 7.2 (ii) d), un MCP sera préparé pour chaque centrale nucléaire, rassemblant à un même endroit les critères d'acceptation utilisés pour juger de la conformité au fondement d'autorisation de la centrale nucléaire. Au cours de la période de référence, on a vérifié la conformité au fondement d'autorisation des centrales Bruce-A et Bruce-B en comparaison aux MCP qui avaient été préparés pour ces deux centrales nucléaires.

Inspections

Les inspections de Type I sont toujours 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. Normalement, un de ces derniers agit comme chef de l'équipe d'inspection, celui-ci étant assisté de spécialistes techniques. Le titulaire de permis est prévenu de l'inspection qui sera effectuée, ainsi que du domaine visé. Le plan d'inspection comprend des rencontres 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.

Certaines inspections de type I servent à évaluer certains des programmes énumérés à l'appendice C.

Le personnel de la CCSN effectue également des inspections de type II afin de vérifier la conformité. Un ensemble de guides d'inspection sont présentement en voie d'être mis à jour et des guides additionnels sont également à être élaborés en soutien à ces inspections. Les résultats des inspections de type II sont transmis par écrit au titulaire de permis.

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 observations.

Dans le but de renforcer l'efficacité, l'efficience, la cohérence et la clarté de la réglementation, le programme de conformité de la CCSN comporte un ensemble planifié d'activités de référence. Cet ensemble de référence a été établi en choisissant un nombre d'inspections parmi celles de Type I et de Type II ainsi que des activités de promotion et des examens documentaires s'appliquant à une centrale typique ayant une exploitation typique (par exemple, couvrant les programmes et sujets énumérés à l'appendice C de même que les systèmes et les domaines énumérés au tableau 7.2 (iii) b.1 de l'annexe 7.2 (iii) b). Les inspections ont ensuite été associées aux domaines de sûreté et programmes évalués par la CCSN (voir l'appendice F). 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 au cours de la période précédente.

L'exécution des activités réglementaires de référence est échelonnée sur une période de cinq ans, la durée typique d'un permis d'exploitation d'une centrale nucléaire au Canada. Pour tout domaine de sûreté pour lequel le titulaire de permis ne répond pas aux normes acceptables de conformité et de sûreté, des principes de gestion en fonction du risque sont utilisés pour identifier les activités que le personnel de la CCSN effectuera en profondeur au cours de la prochaine période pour renforcer les inspections de référence. La surveillance comprend une revue trimestrielle des résultats de toutes les inspections.

Bonne pratique G11 relevée lors de l'inspection de l'équipe du SEIR

« Cibler les inspections afin de consacrer les ressources limitées de l'organisme de réglementation aux cas de piètre rendement en un moyen excellent (et à suivre) d'optimisation de ces ressources afin d'inciter les titulaires de permis à améliorer leur rendement. »

Ceci est un exemple d'une approche en fonction du risque relative aux inspections. L'application de cette pratique va se poursuivre.

Certaines améliorations sont présentement en voie d'être apportées au programme d'inspection des centrales nucléaires dans le cadre du plan harmonisé de la CCSN. Par exemple, des procédures, des formulaires et des guides sont présentement en préparation afin que les inspections soient plus uniformes et plus efficaces à toutes les installations de catégorie I.

Recommandation R8 résultant de l'inspection de l'équipe du SEIR

« 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. »

Le volet « Exécution des inspections » du plan harmonisé porte une attention particulière à la régularisation des procédures, formulaires et guides afin que l'approche suivie pour les inspections (planification et exécution) de toutes les installations et activités nucléaires soit uniforme et cohérente.

Les activités suivantes sont des exemples d'autres initiatives réalisées au cours de la période de référence :

- l'élaboration et la mise en œuvre d'un programme de formation à l'intention des inspecteurs (pour plus de détails, voir l'alinéa 8.1 c); et
- une révision des procédures d'inspection de type I.

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 événements, par exemple). Les types de rapports devant être soumis conformément à la norme S-99 sont énumérés au tableau 7.2 (iii) b.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 de dégager les tendances des problèmes à long terme en matière de sûreté et de réglementation et de les analyser.

Le personnel de la CCSN évalue l'importance de tous les événements et de toutes les situations qui débordent du cadre normal d'exploitation décrit dans le fondement d'autorisation. Leur importance est déterminée à l'aide de procédures opérationnelles 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 les titulaires de permis 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 les plus importants sur le plan de la sûreté font l'objet d'un examen approfondi de la part du personnel de la CCSN. Le personnel de la CCSN se sert d'une banque de données flexible (élément du système central de suivi des événements, ou SCSE) pour tenir un registre des renseignements concernant les événements rapportés, leur assigner un code, les classer selon différents critères, en dégager les tendances et pour faire un suivi des actions prises par les titulaires de permis et la CCSN suite à ces événements.

Bonne pratique G12 relevée lors de l'inspection de l'équipe du SEIR

« L'outil informatique CERTS 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. »

Reconnu comme une bonne pratique, la CCSN continuera d'utiliser cet outil informatique.

Les activités suivantes sont des exemples d'initiatives d'amélioration du suivi réglementaire des événements qui ont été réalisées au cours de la période de référence :

- l'élaboration et la mise en œuvre de procédures pour effectuer l'examen des rapports d'événement soumis par les titulaires de permis; et
- l'élaboration et la mise en œuvre de procédures d'enquête par la CCSN.

Les situations jugées de grande importance pour 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 font l'objet de rapports de notification rapide, sous forme de CMD, qui sont soumis au tribunal de la Commission, rendant ainsi les informations accessibles 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 CMD.

Indicateurs de rendement

Afin de rendre le processus d'examen plus rigoureux, la CCSN a élaboré un ensemble de 17 indicateurs de rendement en matière de sûreté. 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 à en faire rapport; et
- appliquer le processus de renouvellement de permis, effectuer les examens annuels du rendement des centrales nucléaires, et préparer les rapports annuels sur le rendement en matière de sûreté de ces centrales.

Les indicateurs de rendement couvrent 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, *Rapports à soumettre par les exploitants de centrales nucléaires*, obligent 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.

Conclusions finales

Le personnel de la CCSN prépare un rapport annuel sur le rendement en matière de sûreté de toutes les centrales nucléaires au Canada. Ce *Rapport sur le rendement en matière de sûreté des centrales nucléaires au Canada* intègre toutes les données recueillies lors des inspections effectuées par le personnel de la CCSN dans ces centrales. Le système de cotes de rendement décrit à l'appendice F est utilisé pour présenter un sommaire de l'évaluation du rendement des programmes et domaines de sûreté à chacune des centrales nucléaires. Dans la mesure du possible, le document tente d'établir des comparaisons, de présenter les moyennes, de dégager les tendances et de mettre en lumière les questions importantes qui intéressent l'ensemble des entreprises du secteur nucléaire. Il traite des sujets ayant été évalués dans le cadre du processus

de renouvellement des permis et, à l'aide des indicateurs de rendement de la CCSN, il illustre le rendement.

Une des mesures demandées au Canada lors de la troisième réunion d'examen portait sur l'amélioration du système d'attribution de cote utilisé pour juger du rendement des titulaires de rendement. Au cours de la période de référence, le personnel de la CCSN a continué d'apporter des améliorations au système servant à évaluer le rendement des titulaires de permis de centrale nucléaire et a apporté des ajustements à la préparation du Rapport sur le rendement en matière de sûreté des centrales nucléaires au Canada. Les définitions des différentes cotes de rendement ont été modifiées légèrement. En ce qui a trait à la mise en œuvre du système d'attribution des cotes de rendement, des progrès ont été réalisés en ce qui a trait à la prise en compte de toutes les données pertinentes et à l'atteinte d'une plus grande objectivité et uniformité entre les différentes centrales nucléaires, d'une période à l'autre et d'un domaine de sûreté à l'autre. Une méthode en fonction du risque a été utilisée pour tenir compte des observations provenant des activités réglementaires (inspections, examens documentaires et évaluations d'événement) et pour tirer des conclusions sur le rendement des titulaires de permis relatif aux programmes et domaines de sûreté. Les observations ont été combinées de façon systématique afin d'établir des cotes pour chacun des domaines de sûreté de même qu'une cote intégrée pour la centrale nucléaire. Des renseignements supplémentaires sur la méthode d'attribution des cotes de rendement, y compris les définitions des cotes de rendement et la détermination des cotes intégrées des centrales, sont donnés à l'appendice F.

Au cours des trois années de la période de référence, toutes les centrales nucléaires, à quelques rares exceptions près, ont répondu aux exigences de la CCSN et à ses attentes en matière de rendement dans tous les domaines de sûreté. Dans les rares 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. Les cotes intégrées de rendement des centrales, attribuées pour la première fois en 2008, ont été soit « Entièrement satisfaisant » ou « Satisfaisant » pour toutes les centrales nucléaires en 2008 et 2009. L'appendice F contient un tableau sommaire des cotes attribuées au cours de la période de référence. Les cotes attribuées à certains domaines de sûreté sont également mentionnées dans des sections spécifiques du présent rapport, lorsque approprié.

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. L'approche suivie en matière d'application est proportionnée, c'est-à-dire que la sévérité des mesures prises est fonction de l'importance sur le plan de la sûreté de la non-conformité et d'autres facteurs liés à celle-ci. 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 proportionnée 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 (par exemple, le document *Instructions relativement à la santé des Canadiens*); et
- les stratégies spécifiques au secteur nucléaire.

Par ordre de sévérité, les mesures d'une application proportionnée comprennent :

- les avis écrits;
- les avertissements écrits;
- le renforcement de la surveillance réglementaire;
- les requêtes de la part du tribunal de la Commission ou d'une personne autorisée (voir le paragraphe 12 (2) du *Règlement général sur la sûreté et la réglementation nucléaires*) visant à clarifier comment le titulaire de permis prévoit régler le problème que ce tribunal ou cette personne a soulevé;
- les ordres;
- les mesures restrictives à l'égard du permis (c'est-à-dire, modification ou suspension d'une partie du permis, ou révocation de l'accréditation d'une personne, révocation ou suspension du permis); et
- les poursuites.

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. 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 ou aux règlements, conditions de permis, codes et normes applicables, 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 telles 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; et
- 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 ou aux règlements, conditions du permis, codes et normes applicables;
- 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.

Les actions 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: Si la CCSN n'a pas l'assurance qu'un titulaire de permis montre l'engagement requis à l'égard de la sûreté, sur la foi de ses antécédents de non-conformité, le personnel de la CCSN

- peut recommander au tribunal de la Commission de délivrer le permis pour une durée plus courte. Le tribunal de la Commission peut également accorder une prorogation de permis de courte durée, afin de faire en sorte que le titulaire de permis dispose de suffisamment de temps pour apporter les améliorations requises avant qu'il n'examine sa demande de renouvellement de permis.
- Modification du permis: Le personnel de la CCSN peut recommander au tribunal de la Commission qu'un permis soit modifié. Le titulaire est informé par écrit de la mesure proposée et il bénéficie alors de la possibilité de se faire entendre par le tribunal de 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; et
 - l'obligation de comparaître régulièrement devant le tribunal de la Commission pour faire rapport des progrès et améliorations apportées aux programmes d'exploitation et d'entretien.
 - Suspension ou révocation du permis: Le personnel de la CCSN peut recommander au tribunal de 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; et
 - la CCSN n'est plus convaincue que le titulaire de permis est en mesure de se conformer aux exigences réglementaires.

On trouvera des exemples de mesures prises par la CCSN et de réactions des titulaires de permis dans les renseignements au sujet d'événements importants à l'appendice D. Pour ces événements, la CCSN n'a habituellement eu qu'à effectuer un examen réglementaire plus rigoureux (par exemple, des analyses des causes fondamentales, des inspections additionnelles ou une surveillance accrue) ou émettre des recommandations.

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 de demander une audience devant le tribunal de la Commission s'il désire contester cette décision. Si la mesure consiste en une modification du permis ou en sa suspension ou révocation, le titulaire reçoit normalement un préavis et peut demander à être entendu par le tribunal de la Commission. La LSRN autorise le tribunal de la Commission à rendre une ordonnance sans préavis lorsque des risques pour la santé, pour la sûreté ou pour la sécurité nationale le justifient. Le cas échéant, des poursuites judiciaires peuvent aussi être intentées. Au nombre des exemples précis de non-conformité dont la gravité pourrait entraîner des poursuites judiciaires, figurent :

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

Au début de 2010, dans le cadre du plan harmonisé, un document a été distribué décrivant le processus de la CCSN concernant le choix et la mise en œuvre de mesures d'application selon une approche proportionnée. Le processus fournit des renseignements détaillés sur la mise en œuvre de façon efficace des mesures d'application décrites ci-avant, et donne un aperçu des responsabilités connexes du personnel de la CCSN et du tribunal de la Commission. Le processus ne comprend pas les activités de suivi des actions prises en réponse aux mesures d'application. Cependant, au cours de la période de référence, un outil de suivi des mesures d'application prises a été élaboré 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 l'inspection de l'équipe du SEIR

« La CCSN devrait continuer de concevoir des outils informatiques facilitant le suivi des mesures prises dans le cadre du plan harmonisé. »

L'initiative *Outil de suivi des actions, partie II*, présentement en cours dans le cadre du plan harmonisé, est conçue afin de répondre précisément à cette suggestion. Elle sera réalisée tel que prévu.

Les dossiers génériques constituent un moyen de suivi spécifique aux centrales nucléaires. Ils sont abordés de façon détaillée aux alinéas 14 (i) et G.4 de l'appendice G.

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 8.1 d), est « d'être le meilleur organisme de réglementation nucléaire au monde ». Cette vision est appuyée par un engagement à apporter des améliorations et à effectuer des évaluations par des pairs de façon soutenue.

Inspection au Canada par une équipe du SEIR

Question C-7 adressée au Canada lors de la quatrième réunion d'examen
« Planifier une inspection par une équipe du SEIR ayant une portée plus grande. »

Tel que mentionné dans le quatrième rapport du Canada publié en 2005, la CCSN a demandé au Service d'examen intégré de la réglementation (SEIR) d'effectuer une inspection au Canada. La préparation initiale de la CCSN en vue de cette inspection a consisté en une auto-évaluation qui a couvert les trois « modules » suivants :

- les exigences générales,
- les activités de réglementation, et
- le système de gestion.

L'auto-évaluation des activités de réglementation était axée sur la réglementation des centrales nucléaires.

En réponse aux recommandations et suggestions importantes découlant de l'auto-évaluation, la CCSN a choisi une approche intégrée de sorte à profiter des initiatives en cours en élargissant leur portée de façon à établir un lien entre ses différentes unités opérationnelles. Le plan des mesures correctives comprenait des initiatives et des projets portant sur les cinq domaines importants suivants :

- le système de gestion,
- la planification intégrée et la gestion du rendement,
- les activités de conformité,
- les activités d'autorisation, et
- le développement du leadership.

Ces initiatives et projets étaient consolidés dans le programme des initiatives d'amélioration qui, entre autres, a produit des diagrammes de processus de planification, de délivrance de permis et de conformité s'appliquant à l'ensemble de la CCSN.

À l'automne de 2007, la CCSN a élargi la portée de l'inspection pour y inclure la réglementation des substances nucléaires, des installations médicales et de recherche, des installations de gestion des déchets, des réacteurs de recherche et des installations du cycle du combustible, incluant les mines et usines de concentration d'uranium. Une auto-évaluation complémentaire des activités réglementaires de la Direction de la réglementation du cycle et des installations nucléaires et de la Direction de la réglementation des substances nucléaires a eu lieu en 2008. Les résultats de cette auto-évaluation sont venus entériner la direction donnée aux initiatives d'amélioration déjà définies, mais ils comportaient une recommandation à l'effet que ces dernières soient mieux coordonnées et qu'on leur donne des priorités et des objectifs à court terme plus clairs.

Le besoin d'une meilleure coordination et d'un renforcement de la mise en œuvre des initiatives importantes d'amélioration a mené à l'élaboration du plan harmonisé pour les initiatives de ce type (le plan harmonisé), celui-ci s'appuyant sur des travaux exécutés dans le cadre du programme des initiatives d'amélioration intégrées et incorporant sur une base régulière d'autres initiatives (découlant d'autres évaluations et vérifications) auxquelles on attribue une priorité. Le plan harmonisé est décrit de façon plus détaillée à la section suivante. La version initiale de ce plan constituait le plan des mesures correctives en réponse à l'auto-évaluation et à l'évaluation par des pairs organisée par le SEIR.

En 2009, la CCSN a combiné les auto-évaluations initiales et complémentaires et a mis à jour les réponses aux questions soulevées. Le questionnaire a été aligné aux exigences des deux normes suivantes de l'AIEA : *Infrastructure législative et gouvernementale pour la sûreté nucléaire, la sûreté radiologique, la sûreté des déchets radioactifs et la sûreté du transport (GS-R-1)* et *The Management System for Facilities and Activities (GS-R-3)*.

La CCSN a cerné huit domaines thématiques (installations, activités ou parties d'un programme particulières) devant être évalués de manière plus détaillée à l'aune des normes, orientations et bonnes pratiques de l'AIEA, par une équipe de pairs du SEIR.

En 2009, une trousse d'information détaillée a été préparée et fournie à l'équipe de pairs du SEIR avant l'inspection. Elle contenait le questionnaire, une description de chacun des domaines thématiques, une évaluation des forces de la CCSN, des mesures proposées pour améliorer l'efficacité de la réglementation et d'autres informations de référence pertinentes à l'inspection.

La portée de l'inspection par une équipe du SEIR comprenait toutes les activités et installations autorisées par la CCSN, à l'exception des permis d'importation et d'exportation. Toutes les activités et installations visées ont été évaluées par rapport aux huit modules du SEIR :

- Module I Responsabilités législatives et gouvernementales;
- Module II Responsabilités et fonctions de l'organisme de réglementation;
- Module III Organisation de l'organisme de réglementation;
- Module IV Processus d'autorisation (délivrance de permis);

- Module V Examen et évaluation;
- Module VI Inspection et application;
- Module VII Règlements et guides;
- Module VIII Système de gestion.

Les domaines thématiques faisant l'objet de l'inspection au Canada par une équipe du SEIR étaient les suivants :

- la réglementation de l'exploitation des centrales nucléaires;
- la réglementation de la réfection des centrales nucléaires;
- la délivrance de permis dans le cas de nouvelles centrales nucléaires;
- la réglementation des mines d'uranium;
- les programmes de radioprotection;
- les programmes de protection de l'environnement;
- la mise en œuvre du *Code de conduite sur la sûreté et la sécurité des sources radioactives* (2004) de l'AIEA; et
- la mise en œuvre du *Code de conduite sur la sûreté des réacteurs de recherche* (2004) de l'AIEA.

Les trois domaines techniques suivants ne faisaient pas partie de la portée de l'inspection au Canada par l'équipe du SEIR : la sécurité, la préparation aux situations d'urgence et les garanties.

Les trois questions de politique suivantes ont également été examinées au cours de l'inspection :

- la recherche à des fins de sûreté et de réglementation;
- les rôles et responsabilités des services techniques en soutien aux décideurs en matière de réglementation; et
- les nouvelles centrales nucléaires : la transition de la phase pré-opérationnelle à la phase opérationnelle.

L'équipe d'inspection par des pairs comprenait 21 membres provenant de 13 pays. Ils ont effectué leur inspection, y compris la préparation d'une ébauche du rapport d'inspection, pendant leur visite à la CCSN du 1^{er} au 12 juin 2009. L'inspection a consisté en des observations des activités réglementaires et une série d'entrevues et d'échanges avec des membres clés de la CCSN et du personnel d'autres organisations (par exemple, des membres du ministère des Ressources naturelles (RNCan), de Santé Canada, et de différents titulaires de permis). Au cours de l'inspection, les membres de l'équipe ont visité les bureaux de la CCSN à différents sites et plus de 10 installations autorisées, y compris deux centrales nucléaires – Bruce-A et Darlington.

Le rapport final de l'inspection au Canada a été distribué en 2009 et est disponible sur le site Web de la CCSN². L'énoncé suivant est tiré de son sommaire :

2

http://www.nuclearsafety.gc.ca/pubs_catalogue/uploads/IRRS_Canada_Final_Mission_Report_and_Management_Response.pdf

« L'équipe d'inspection du SEIR a été impressionné par l'ampleur de la préparation du personnel de la CCSN à tous les niveaux. Tout au long de l'examen, l'équipe a bénéficié de l'entière collaboration de la direction et du personnel de la CCSN au cours des discussions techniques sur la réglementation et les politiques. L'équipe d'inspection du SEIR a cerné un certain nombre de bonnes pratiques et formulé des recommandations et des suggestions indiquant les domaines pour lesquels des améliorations étaient nécessaires ou souhaitables afin de continuer à améliorer l'efficacité des contrôles réglementaires. Ces recommandations et suggestions sont présentées à un organisme qui cherche à améliorer son rendement, et beaucoup d'entre elles portent sur des domaines pour lesquels la CCSN a déjà mis en œuvre un programme visant à apporter des changements ou est en train de le faire. »

Le rapport de l'inspection comprenait un sommaire exhaustif de l'évaluation par l'équipe du SEIR ainsi que 19 bonnes pratiques, 14 recommandations et 18 suggestions qui, dans leur ensemble, procuraient une excellente rétroaction à la CCSN et ont aidé à faire connaître les initiatives d'amélioration de la CCSN présentement en cours dans le cadre du plan harmonisé. Celles de ces bonnes pratiques, recommandations et suggestions qui sont pertinentes à la réglementation des centrales nucléaires font l'objet de renvois (en italique dans des encadrés) à l'article le plus pertinent du présent rapport afin de fournir au lecteur une évaluation indépendante de certaines dispositions prises relatives à l'article. La réponse de la direction de la CCSN aux bonnes pratiques, recommandations et suggestions retrouvées dans le rapport d'inspection sont également dans ces encadrés.

La planification d'une auto-évaluation de suivi et d'une inspection par des pairs du SEIR a commencé et se poursuivra au cours de la prochaine période de référence.

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

Le plan harmonisé constitue le plan d'amélioration global de la CCSN qui est axé sur les clients et qui intègre et aligne toutes les initiatives d'amélioration interfonctionnelles en un plan unique, comprenant priorités et objectifs clairs. Il prend 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 et une efficacité maximales. Le plan rend la planification plus facile et encourage la coopération entre les gestionnaires 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. La direction et le leadership nécessaires au plan harmonisé sont assurés dans l'ensemble par le Comité de gestion de la CCSN. L'autorité exécutive pour ce plan revient au Premier vice-président et chef de la réglementation (voir l'alinéa 8.1 b).

Les objectifs du plan harmonisé comprennent :

- des améliorations aux processus, à la formation et aux outils de la CCSN, en temps opportun, de façon continue et axées sur les questions et préoccupations communes ou partagées ayant une grande priorité;
- la facilitation et la maximisation de la collaboration horizontale et du partenariat dans l'ensemble de la CCSN;

- l'avancement des efforts de la CCSN visant à devenir une organisation fondée davantage sur des processus; et
- le renforcement des liens entre les initiatives d'amélioration et les priorités globales de l'organisation.

Les activités de préparation et le déroulement de l'inspection par l'équipe du SEIR ont fait l'objet d'un projet dans le cadre du plan harmonisé.

À titre de point fort, le rapport de l'équipe d'inspection du SEIR contient la mention suivante :

« La CCSN dispose d'un plan harmonisé cohérent qui tient compte des résultats de toutes les vérifications dans un même plan et établit des priorités entre elles de manière à faire une utilisation optimale des ressources en vue d'apporter d'autres améliorations dans les domaines clés. »

Le rapport de l'équipe d'inspection du SEIR mentionne également le plan harmonisé à titre de bonne pratique.

Bonne pratique G17 relevée lors de l'inspection de l'équipe du SEIR

« 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 »

La CCSN continuera à se servir du plan harmonisé comme moyen de gestion des initiatives d'amélioration. De plus, la CCSN partage l'expérience qu'elle a acquise de l'utilisation du plan harmonisé avec les organismes de réglementation d'autres pays qui effectuent présentement la gestion de plans d'amélioration similaires.

Plusieurs initiatives d'amélioration du plan harmonisé portent directement sur la réglementation des centrales nucléaires et elles contribueront à accroître l'efficacité et l'efficience du programme de réglementation de ces centrales. D'autres améliorations plus ciblées, ne faisant pas partie du plan harmonisé, contribueront également à établir un programme de réglementation de ces centrales qui tient compte du risque et qui est cohérent, uniforme, systématique, efficace et efficient, 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 des activités de réglementation des centrales nucléaires; et
- en s'assurant qu'une approche réglementaire uniforme est suivie pour tous les titulaires de permis.

Les initiatives d'amélioration liées aux centrales nucléaires sont décrites aux articles pertinents du présent rapport.

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 7.1 a) par l'entremise du tribunal de la Commission, un tribunal administratif quasi judiciaire pouvant comprendre jusqu'à sept membres. Les membres du tribunal 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 membre du tribunal de la Commission est désigné aux fonctions simultanées de président de la Commission et de premier dirigeant de l'organisme appelé la CCSN.

Conformément aux politiques fédérales sur la consultation publique et sur l'équité en matière de réglementation, la CCSN consulte et intervient auprès des groupes et organismes qui s'intéressent à ses activités de réglementation. Au nombre de ces groupes et organismes, figurent :

- les titulaires de permis de la CCSN;
- les entreprises du secteur nucléaire;
- les ministères et organismes fédéraux et provinciaux et les gouvernements municipaux;
- les groupes autochtones;
- les groupes d'intérêt spéciaux; et
- d'autres groupes ou membres du public.

Des renseignements supplémentaires au sujet de la participation des parties intéressées sont donnés à l'alinéa 8.2 b. De même, des renseignements additionnels sur les plans pour soutenir la participation des groupes autochtones et de la population au processus d'évaluation environnementale sont fournis à l'alinéa 8.1 a.

Dans le but de promouvoir l'ouverture et la transparence, le tribunal de la Commission exerce autant que possible ses activités dans le cadre de réunions et d'audiences publiques qui, lorsque cela est possible, ont lieu chez les communautés concernées. Ces réunions et audiences de la CCSN constituent pour la population la principale occasion de participer au processus de réglementation. Au besoin, le personnel de la CCSN assiste à ces audiences afin de fournir des informations et des recommandations au tribunal de la Commission.

Au cours des audiences et réunions publiques du tribunal de la Commission, le personnel de la CCSN fait régulièrement rapport de l'état des centrales nucléaires, du rendement des titulaires de permis, du rendement global des centrales nucléaires, des évaluations de mi-parcours et des observations résultant des activités menées dans le cadre des procédures de délivrance de permis et de conformité. L'envergure et le niveau de profondeur avec lesquels chacun de ces sujets est traité dans ces rapports reflètent la complexité et le degré de risque associés aux installations autorisées au moment de les soumettre.

Le paragraphe 17(1) de la LSRN stipule que le tribunal de la Commission peut retenir les services de personnes ayant des compétences techniques ou spécialisées pour qu'elles le conseillent, indépendamment du personnel de la CCSN. Le programme de recherche et de soutien (décrit à l'alinéa 8.1 d) constitue une source indépendante de conseils, de connaissances, d'expérience, d'information et d'autres ressources par l'entremise de contrats avec des entreprises du secteur privé et avec d'autres agences ou organisations au Canada et à l'étranger.

Suggestion S4 résultant de l'inspection de l'équipe du SEIR

« 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. »

Auparavant, la CCSN faisait appel à des comités consultatifs permanents, mais elle a suspendu cette pratique pour se tourner plutôt vers son personnel technique hautement qualifié et, selon le besoin, vers des comités consultatifs spéciaux. Cependant, la CCSN reconnaît la valeur de faire appel à des organes consultatifs se penchant sur des sujets particuliers pour appuyer les décisions réglementaires dans les cas de questions complexes ou de grand intérêt public devant être prises à l'intérieur d'échéances prédéterminées. Donc, la CCSN donnera suite à cette suggestion lorsque la situation le justifiera.

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

La CCSN est un établissement public qui est mentionné à titre d'entité dans l'annexe II et V de la *Loi sur la gestion des finances publiques*. La LSRN stipule que la CCSN doit faire rapport au Parlement du Canada par l'entremise d'un ministre désigné par le gouverneur en conseil (Cabinet) et chargé de l'application de la LSRN. À l'heure actuelle, cette personne désignée est le ministre des Ressources naturelles Canada (RNCan).

Le tribunal de la Commission a besoin de la participation et de l'appui du ministre dans des cas particuliers comme les modifications des règlements et les demandes de financement. Les activités de la CCSN sont financées par un crédit parlementaire annuel, en partie, et par des revenus provenant de droits perçus auprès de titulaires de permis. La CCSN recouvre approximativement 70 % des coûts engagés pour réaliser ses activités réglementaires par l'entremise de ces droits perçus en vertu du *Règlement sur les droits pour le recouvrement des coûts*. La CCSN a obtenu l'autorité de dépenser ces revenus pour financer ses activités réglementaires, à compter de l'année 2009-2010. La CCSN ne perçoit pas de droits pour les activités résultant de ses obligations mais n'offrant pas d'avantages directs à des titulaires de permis donnés (par exemple, les activités concernant la non-prolifération, la préparation aux situations d'urgence, les programmes d'information publique et la tenue à jour de la LSRN et de ses règlements).

Lorsque sa charge de travail liée aux activités n'offrant pas d'avantages directs à des titulaires de permis augmente, la CCSN, appuyée par son ministre, demande des fonds additionnels 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 dues aux titulaires de permis devant payer des droits réglementaires en augmentant ces droits.

Suggestion S2 résultant de l'inspection de l'équipe du SEIR

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

La CCSN finance ses coûts de réglementation par l'entremise de droits (régime de dépenses des recettes) et de crédits parlementaires dans le cas des activités pour lesquelles des droits ne sont pas perçus. La CCSN a évalué son programme de recouvrement des coûts, et continuera de la faire afin de s'assurer que des dispositions appropriées sont en place pour financer de façon adéquate toutes les activités de réglementation.

Dans le cadre de ses activités, la CCSN entretient des échanges réguliers avec d'autres ministères fédéraux. Par exemple :

- le personnel de la CCSN communique avec la direction et le personnel de RNCAN sur des questions d'intérêt mutuel;
- RNCAN élabore la politique du gouvernement du Canada en matière d'énergie nucléaire et de ressources naturelles; ce ministère est également un titulaire de permis pour la décontamination de certains déchets de faible activité au nom du gouvernement du Canada, de sorte qu'il est assujéti aux politiques et pratiques liées à la délivrance de permis que la CCSN met en œuvre à cet égard; et
- la CCSN travaille souvent avec Affaires étrangères et Commerce international Canada afin de veiller au respect des engagements internationaux pris par le Canada en vertu de traités, de conventions et de protocoles d'entente tant bilatéraux que multilatéraux.

Au début de 2010, le gouvernement du Canada a élaboré des plans pour améliorer le processus d'examen réglementaire portant sur les grands projets énergétiques, en appliquant les dispositions du processus de substitution de la *Loi canadienne sur l'évaluation environnementale* (LCEE). En vertu de la LSRN, ces dispositions permettent de déléguer à la CCSN les processus et les prises de décisions à l'égard de l'évaluation environnementale (EE). Avant que ceci ne puisse être mis en place pour des grands projets énergétiques, la LSRN devra être modifiée afin de permettre à la CCSN d'établir un programme d'aide financière aux participants et d'appuyer la participation des Autochtones et de la population à des niveaux conformes à ceux requis en vertu de la LCEE.

En 2007, la CCSN a signé un protocole d'entente aux fins de la *Directive du Cabinet sur l'amélioration du rendement du système de réglementation*. Le Bureau de gestion des grands projets a été établi par le gouvernement du Canada 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 (incluant 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 agences qui participent.

Afin de remplir son mandat, la CCSN collabore également au besoin 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 du secteur de l'énergie nucléaire des gouvernements provinciaux, 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 provinciaux, détiennent également d'autres types de permis délivrés par la CCSN :

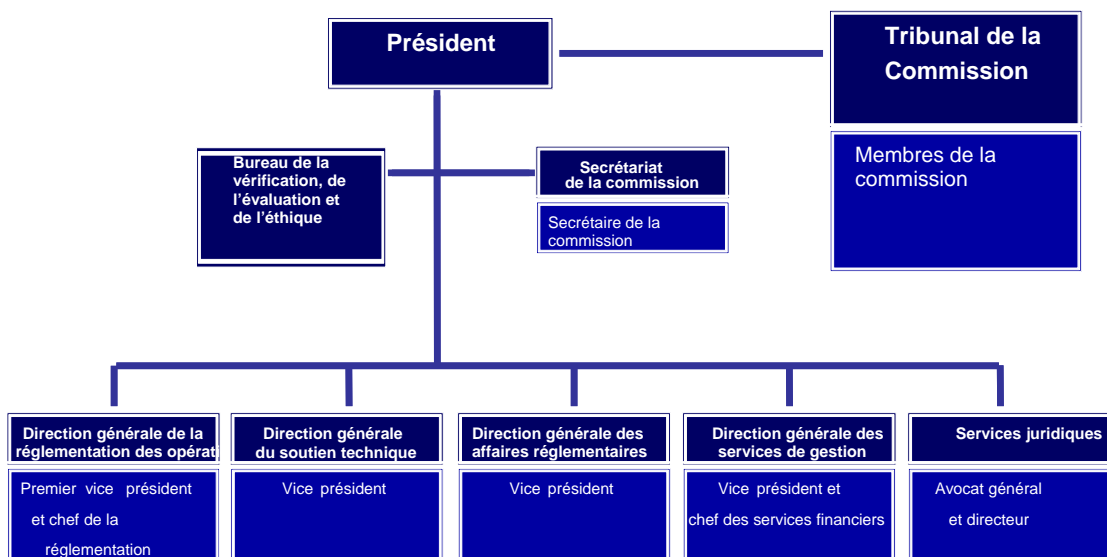
- EACL (une société d'état fédérale de recherche-développement en matière d'énergie nucléaire);
- RNCan;
- des universités canadiennes;
- des hôpitaux et établissements de recherche; et
- des ministères des gouvernements provinciaux et du gouvernement fédéral.

8.1 b Organisation de la CCSN

La CCSN se compose d'un président, des membres du tribunal de la Commission 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 8.1 b Organisation de la CCSN



Le Bureau de la vérification, de l'évaluation et de l'éthique est chargé d'évaluer de façon indépendante et objective le rendement de la CCSN en termes de son efficacité et de son efficience par rapport à son mandat, et de fournir des conseils au sujet d'initiatives d'amélioration connexes. Il fournit également des orientations, des conseils et de l'aide à l'égard de la mise en œuvre de la stratégie de la CCSN en matière de valeurs et d'éthique (pour plus de renseignements sur l'éthique, voir l'alinéa 8.2 b). Le Secrétariat de la Commission et les Services juridiques sont d'autres groupes qui appuient l'organisation. Le Secrétariat de la Commission organise toutes les audiences et réunions du tribunal de la Commission et fournit un soutien technique et administratif aux sept membres de ce tribunal. Le Service juridique agit à titre d'avocat général pour le tribunal de la Commission lorsque ce dernier remplit ses fonctions en vertu de la LSRN et il fournit des services juridiques en cas de litige ou de poursuite.

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 de même que de la prise de décision en matière de conformité et de délivrance de permis en vertu des pouvoirs des fonctionnaires et des responsables désignés. Son chef est le Premier vice-président et chef de la réglementation 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; et
- 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 connexes. En novembre 2008, les divisions de la DRCN ont été réorganisées de façon à accroître l'efficacité et l'efficience du programme de réglementation de ces centrales. Présentement, la direction comprend les divisions suivantes :

- une Division du programme de réglementation pour chacun des quatre groupes de centrales nucléaires (c'est-à-dire Pickering, Darlington, Gentilly-2/Point Lepreau et Bruce);
- la Division de la surveillance de la conformité;
- la Division du soutien aux autorisations; et
- la Division de la planification et des rapports.

Les divisions des programmes de réglementation (DPR) des centrales nucléaires de 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 leurs centrales nucléaires respectives. Chaque division agit également à titre de point de contact unique pour les parties intéressées à l'interne et à l'externe. Un protocole de communication a été établi afin de régir les communications officielles et informelles entre le personnel de la CCSN et les titulaires de permis.

Des membres du personnel de la CCSN travaillent en permanence à chacun des sites 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). Ces inspecteurs sur place inspectent les installations du titulaire de permis, surveillent les activités et s'assurent que tout est conforme au fondement d'autorisation. À la suite de la réorganisation en 2008, le personnel de la CCSN en poste dans les centrales qui faisait partie des anciennes divisions des inspections a été muté à sa DPR respective. Ceci a procuré aux DPR un meilleur contrôle des activités de la CCSN aux sites et a amélioré de façon importante le lien entre la CCSN et les titulaires de permis, entraînant ainsi un échange d'information plus volumineux, rapide et efficace entre les sites et le siège social. En plus des inspecteurs en poste aux sites des centrales nucléaires, chaque DPR comprend également du personnel technique au siège social.

Suggestion S12 résultant de l'inspection de l'équipe du SEIR

« 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. »

À la CCSN, les pratiques d'embauche et les profils de candidat, la formation sur l'éthique, la supervision, la surveillance exercée par les gestionnaires et les pratiques de travail ont été évalués afin de s'assurer qu'ils permettent de maintenir l'objectivité et l'indépendance des inspecteurs de la CCSN en poste sur les sites. Les affectations, déplacements volontaires et travaux temporaires à d'autres sites et à l'administration centrale sont encouragés et planifiés et les fonds nécessaires sont prévus. Les inspecteurs accueillent favorablement les occasions de comparer les méthodes de travail et les attentes. Le personnel des divisions de soutien technique à l'administration centrale, qui couvre plus d'un site pour son domaine de spécialisation, désire qu'une attention uniforme soit accordée aux différentes centrales par le personnel de la CCSN. Le personnel de direction de la CCSN revoit régulièrement les affectations des inspecteurs.

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.

La Division de soutien à la délivrance de permis est responsable des projets applicables à l'ensemble de la direction, tels que ceux portant sur l'amélioration des permis, sur l'enveloppe d'exploitation sûre et sur la possibilité d'effectuer des bilans périodiques de sûreté (abordés respectivement aux alinéas 7.2 (ii) d, 19 (ii) b et 14 (i) d). La division fait également la gestion des questions de sûreté relatives aux réacteurs CANDU et des dossiers génériques (décrite à l'alinéa 14 (i)).

La Division de la planification et de la production de rapports est responsable de la planification, du suivi et de la production des rapports à l'égard de l'utilisation des ressources de la DRCN et du rendement des titulaires de permis en matière de sûreté. Elle fournit également des conseils et de l'aide pour l'élaboration de programmes et de processus, y compris de projets d'amélioration, et elle coordonne la contribution de la DRCN à différents rapports.

L'adoption d'une approche commune en matière de formation favorise l'uniformité de la mise en œuvre des programmes de réglementation dans les centrales nucléaires (voir l'alinéa 8.1 c). Des réunions ont lieu régulièrement afin de promouvoir une compréhension commune des choses et l'adoption d'approches uniformes par le personnel de la DRCN (par exemple, téléconférences hebdomadaires, réunions de division, réunions bimensuelles des chefs de bureaux 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, faisant toute deux partie de la Direction générale de la réglementation des opérations, contribuent également au programme de réglementation des centrales nucléaires. La première est responsable entre autres des installations de gestion des déchets liés aux centrales nucléaires. L'autre est responsable de certains permis associés aux centrales nucléaires mais qui n'entrent pas dans la portée des permis d'exploitation (par exemple, permis de transport ou pour des sources scellées, etc.).

La Direction de l'amélioration de la réglementation et de la gestion des projets majeurs a été créée au sein de la Direction générale de la réglementation des opérations au cours de la période de référence. Elle comprend les trois divisions suivantes :

- la Division de la gestion interne de la qualité;
- la Division de la coordination de la réglementation des opérations; et
- 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 (décrit à l'alinéa 8.1 d) et la mise en œuvre et la coordination du plan harmonisé. Celles de la Division de la coordination de la réglementation des opérations comprennent le processus de planification des opérations et le programme de recherche et de soutien, également décrits à l'alinéa 8.1 d.

Le mandat de la Division de l'autorisation des nouvelles installations nucléaires majeures couvre la délivrance de permis, la conformité, la consultation auprès des Autochtones et la gestion de projet 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 de la conception des réacteurs afin de fournir aux fournisseurs des orientations en matière de réglementation au sujet de leurs conceptions (voir l'introduction de l'article 18). Elle participe également à des activités internationales qui ont une incidence sur les projets de nouvelles centrales nucléaires, y compris celles du programme multinational d'évaluation de la conception (MDEP; voir l'introduction de l'article 18). Cette division joue un rôle de premier plan dans les activités de préparation à la venue de nouvelles centrales nucléaires décrites à l'alinéa 8.1 e.

Direction générale du soutien technique

Le personnel de la Direction générale du soutien technique soutient les activités de réglementation de la DRCN. Son appui prend la forme de conseils de spécialistes pour l'application du programme de réglementation, d'examen des informations soumises par les titulaires de permis de centrale nucléaire, de participations aux inspections et d'aide à l'élaboration de documents pertinents 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;
- et
- 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 sûreté, y compris les études probabilistes de sûreté 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 contre l'incendie; le génie de la conception sur les plans de la robustesse et de la vulnérabilité;
- les systèmes d'instrumentation et de 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; et
- les conditions thermo-hydrauliques, la conception et le comportement des systèmes du réacteur.

Le personnel de la Direction de l'évaluation et de l'analyse participe à plusieurs activités de conformité dont la vérification du maintien de l'aptitude fonctionnelle des systèmes, de l'équipement et des structures (évaluation des programmes d'inspections périodiques, d'inspections en cours de fonctionnement et de gestion du cycle de vie des structures, systèmes et composants sous pression).

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 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 les plans humain et organisationnel, les facteurs humains, la culture de sûreté, l'assurance et la gestion de la qualité, les examens, l'accréditation et les programmes de 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; et
- 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; et
- 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 dont le succès dépend d'une coopération et d'une planification étroites avec d'autres agences fédérales, ainsi qu'avec des organismes provinciaux et internationaux. Elle compte également des experts de la sécurité nucléaire; de l'importation et l'exportation de substances nucléaires, d'équipement et d'appareils; de la non-prolifération et des garanties. Cette direction comprend les cinq divisions suivantes :

- la Division de la sécurité nucléaire;
- la Division des programmes de gestion des situations d'urgence;
- la Division des garanties internationales;
- la Division de la comptabilité et des technologies relatives aux garanties; et
- la Division de la non-prolifération et des contrôles à l'exportation.

Suggestion S3 résultant de l'inspection de l'équipe du SEIR

« 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 leurs 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. »

La Direction générale de la réglementation des opérations et la Direction générale du soutien technique examineront comment elles pourraient travailler ensemble de façon plus harmonieuse. Cet examen portera sur la façon dont elles coopèrent pour effectuer des évaluations et des inspections de la conformité qui ont une incidence sur la sûreté et la sécurité, et sur les processus globaux de communication, afin de s'assurer que le personnel de sécurité et le personnel responsable des permis et de la conformité ne travaillent pas de façon isolée. La conclusion de cet examen sera l'officialisation des rôles et responsabilités respectifs à l'intérieur de la CCSN (la première phase portera sur les centrales nucléaires), et l'élaboration d'un protocole général de communication entre la CCSN et les titulaires de permis qui tiendra compte des besoins en matière de sûreté et en matière de sécurité (une initiative actuelle du plan harmonisé).

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, incluant 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.

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 Direction générale de la réglementation des opérations et des autres entités organisationnelles 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 8.1 c ci-après.

8.1 c Maintien d'un personnel compétent

Le maintien d'une main d'œuvre dédiée et possédant les connaissances et habiletés requises est essentiel au succès de la CCSN. Une des mesures demandées au Canada lors de la troisième réunion d'examen portait sur le maintien des compétences en matière de sûreté de l'organisme de réglementation.

Étant un établissement public du gouvernement du Canada autorisé à faire usage du régime de dépense des recettes, la CCSN est en position d'établir de manière efficace des conditions d'emploi lui permettant de répondre aux besoins en matière de réglementation qui tiennent

compte du contexte du secteur nucléaire dans son ensemble. Le rapport de l'équipe d'inspection du SEIR 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 ».

Les efforts de recrutement de la CCSN ont eu beaucoup de succès au cours des trois dernières années. Bien qu'il soit plus difficile de combler les besoins relatifs à certaines compétences, la CCSN a pu rencontrer ses objectifs de recrutement. Le personnel de la CCSN a augmenté de :

- 13 % en 2007-08;
- 17,3 % en 2008-09; et
- 5,6 % en 2009-10.

Ayant atteint le niveau optimal d'emploi en 2009-10, l'orientation des efforts de la CCSN passent maintenant de l'embauche en grand nombre à la rétention. À cet effet, les priorités en matière de ressources humaines visent à développer et retenir des personnes de talent, à maintenir la capacité de la CCSN à attirer une main d'œuvre hautement qualifiée et à accroître la flexibilité organisationnelle.

Bonne pratique G2 relevée lors de l'inspection de l'équipe du SEIR

« L'autorité conférée à la CCSN de définir ses conditions d'embauche de manière indépendante est considérée comme une bonne pratique. »

La CCSN fait usage de cette autorité pour établir des conditions d'emploi optimales qui aident à attirer et retenir des personnes hautement qualifiées.

Au cours des deux dernières années, la haute direction de la CCSN a accordé une grande priorité aux problèmes potentiels de succession au sein du personnel de gestion, en faisant la liste des postes critiques à risque dus à des départs possibles à la retraite et en entreprenant une planification de succession appropriée fondée sur le recrutement et/ou le développement. Ces efforts se poursuivront dans le futur.

Un processus formel d'élaboration de plans d'apprentissage individuels a été mis en œuvre à l'été 2008 et, à l'automne de la même année, tout le personnel de la CCSN avait un plan d'apprentissage. En 2009, une version électronique des plans d'apprentissage individuels a été rendue disponible afin de faciliter l'application du processus par le personnel et les gestionnaires. Ces plans contribuent à établir une solide culture d'apprentissage à la CCSN, en s'assurant que les besoins d'apprentissage actuels et futurs sont cernés. Cette approche aidera la CCSN à atteindre ses objectifs opérationnels, qui sont en évolution, et à respecter leurs priorités.

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 11.2 b.

En outre, la CCSN renforce présentement 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 révisé de développement du leadership offrira une approche axée sur les besoins des chefs chevronnés et des chefs en voie de développement afin de développer davantage leur style de leadership, de créer une culture favorisant la collaboration entre les gestionnaires par une compréhension de l'environnement dans lequel la CCSN évolue, et de les préparer à assumer des rôles et responsabilités plus larges et à un niveau plus élevé plus tard. Des évaluations de groupe fondées sur le concept d'évaluation tous azimuts seront effectuées au cours de la prochaine 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.

Le programme d'orientation a été révisé en 2009 afin de procurer aux nouveaux membres du personnel scientifique et administratif des renseignements plus en profondeur leur permettant de comprendre la culture, la structure, la mission et les valeurs de la CCSN, de promouvoir le statut « d'employeur de choix » de la CCSN et d'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. La première session du programme d'orientation révisé sera offerte au cours de la prochaine période de référence.

Le programme de formation et de qualification des inspecteurs a été lancé en 2009 dans le cadre du plan harmonisé. Il nécessite 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 communs, de la formation portant spécifiquement sur le secteur d'activité et de la formation sur le tas.

Dans le cadre de l'élaboration 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 le tas 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 dans les centrales nucléaires, des manuels de formation et d'évaluation sur le tas et un registre de formation et de qualification qui documente les progrès effectués par les inspecteurs. Une carte d'inspecteur est émise seulement si un chef de bureau au site d'une centrale nucléaire détermine que le candidat répond à toutes les exigences du programme de formation. Du moment qu'un nouvel inspecteur entreprend le programme, l'obtention d'une carte d'inspecteur prend approximativement 18 mois.

8.1 d Système de gestion – processus et programmes d'appui

Le système de gestion de la CCSN consiste dans une approche intégrée de gestion du rendement des fonctions de son mandat, couvrant l'ensemble de l'organisation et faisant un lien entre le cadre de réglementation, les personnes, les processus et les ressources. Il répond aux exigences énoncées dans les lois, règlements, codes, normes, directives et politiques applicables du gouvernement du Canada. La haute direction de la CCSN stipule également des exigences additionnelles auxquelles le système de gestion doit satisfaire. La vision de la CCSN, « être le meilleur organisme de réglementation nucléaire au monde », nécessite un alignement sur les

bonnes 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-1 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 les normes de sûreté connexes.

Terminer la mise en œuvre du système de gestion à la CCSN est l'une des mesures demandées au Canada lors de la troisième réunion d'examen. Ce système a fait l'objet d'un examen approfondi lors de l'inspection par une équipe du SEIR. Le rapport de cette équipe mentionnait, à titre de point fort particulier au Canada, que la CCSN avait effectué un travail à la fois énorme et louable au cours des dernières années en vue d'améliorer son système de gestion en faisant passer l'organisme d'un système fondé sur l'expertise à un autre fondé davantage sur les processus. De plus, ce rapport recommandait que la CCSN termine le développement du système de gestion et qu'elle l'aligne davantage sur le document GS-R-3 de l'AIEA, *The Management System for Facilities and Activities*.

Recommandation R12 résultant de l'inspection de l'équipe du SEIR

« 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. »

Un examen critique du travail devant toujours être accompli pour aligner le système de gestion de la CCSN sur le GS-R-3 a été complété. Des échéanciers fermes seront fixés pour ce travail lors de la prochaine révision du plan harmonisé.

L'équipe d'inspection par des pairs mise sur pied par le SEIR a également formulé deux recommandations ayant rapport à l'élaboration et à la mise en œuvre de méthodes pour examiner et améliorer le système de gestion.

Recommandation R13 résultant de l'inspection de l'équipe du SEIR

« 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 par étape (en fonction du risque) à la réglementation des installations et des activités.

La CCSN planifie la conduite d'un examen complet du système de gestion au cours de la prochaine période de référence. Cet examen servira à évaluer si le système de gestion est acceptable et efficace, jusqu'à quel point il est aligné sur les objectifs de l'organisme et l'efficacité des mesures prises pour s'assurer que les activités de réglementation sont mises en œuvre suivant une approche proportionnée (en fonction du risque).

Recommandation R14 résultant de l'inspection de l'équipe du SEIR

« 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. »

Tel que mentionné en réponse à la suggestion S17 (voir ci-après), la CCSN continuera à chercher les occasions d'améliorer le système de gestion en effectuant des auto-évaluations et des vérifications internes. De plus, la CCSN améliorera le site intranet de ce système et y ajoutera un tableau d'affichage afin de mettre à la disposition du personnel un autre moyen de fournir une rétroaction et de signaler les occasions d'amélioration. La direction de la CCSN évaluera l'efficacité des plans d'action à cet effet afin de déterminer si d'autres améliorations seront requises.

Manuel du système de gestion et les processus clés

Le *Manuel du système de gestion* 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 d'interface avec le tribunal de la Commission, les principes énoncés dans ce manuel ne s'appliquent pas au tribunal lui-même.

La CCSN a publié une révision importante de son manuel du système de gestion en octobre 2008 et l'a révisé à nouveau en mai 2009. Le but du manuel est de décrire, pour le bénéfice du personnel de la CCSN, comment le système de gestion intègre le cadre de réglementation, les personnes, les processus et les ressources 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 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 divise les processus clés de la CCSN 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); et
- les processus habilitants.

Le manuel du système de gestion identifie également les personnes agissant à titre de maître d'œuvre des processus et décrit leur rôle, celles-ci étant responsables d'élaborer, de mettre en œuvre et d'effectuer les révisions et mises à jour des processus. La haute direction de la CCSN assigne un maître d'œuvre unique pour chacun des processus clés du système de gestion.

Suggestion S17 résultant de l'inspection de l'équipe du SEIR

« 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. »

À la CCSN, les processus du système de gestion font partie du domaine d'application de la fonction vérification interne et on en tient compte lorsque, sur une base annuelle, le plan de vérification en fonction du risque est élaboré ou mis à jour. La CCSN choisira des membres du personnel dans toutes les divisions de l'organisation pour participer aux auto-évaluations des processus. De plus, les mêmes ressources agiront comme agent de liaison pour solliciter une rétroaction de la part des employés, cerner les non-conformités et faciliter le choix et la mise en œuvre d'améliorations au système de gestion par l'entremise d'un processus formel de gestion du changement. Ceci fait l'objet d'une initiative dans le cadre du plan harmonisé.

Les procédures d'examen pour le personnel de la CCSN constituent des documents importants pour l'application des processus. Elles facilitent les évaluations coordonnées des informations soumises par les titulaires et les demandeurs de permis. L'élaboration de ces procédures s'est poursuivie au cours de la période de référence. Ces procédures visent à favoriser une approche uniforme et transparente en matière de surveillance des installations autorisées. Les procédures d'examen pour le personnel de la CCSN sont décrites aux alinéas 7.2 (ii) a et 14 (i) c.

Au cours de la période de référence, la direction de la CCSN a continué à examiner et mettre à jour ses pratiques en matière de prise de décision afin que celles-ci soient plus efficaces et plus souvent 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 leurs processus respectifs de prise de décision 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 décision en fonction du risque (PDFR)

Bonne pratique G-2 relevée au Canada lors de la quatrième réunion d'examen

« La mise en œuvre du processus de prise de décision en fonction du risque, particulièrement pour établir la priorité des questions de sûreté et pour planifier l'attribution des ressources »

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*, a été élaboré en 2005 et distribué pour une période d'essai en 2006. Il a été conçu afin de pouvoir choisir de façon systématique le meilleur plan d'action pour résoudre les problèmes se rapportant aux permis et les problèmes génériques de sûreté. Depuis sa mise en œuvre, ce processus a été révisé en tenant compte de la rétroaction obtenue du personnel de la CCSN et des entreprises du secteur nucléaire canadien. Sa justesse a été démontrée et il a été appliqué avec succès par le personnel et la direction de la CCSN en plusieurs occasions.

Le processus de PDFR a été approuvé par la direction de la CCSN en avril 2008 aux fins de l'exécution des activités de base de délivrance de permis, de conformité et de planification et on en fait mention dans le manuel du système de gestion de la CCSN

En plus de contribuer à la transition qu'effectue la CCSN vers une prise de décision 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 tenus 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.

Question C-6 adressée au Canada lors de la quatrième réunion d'examen
« Renforcement de la mise en œuvre du processus de prise de décision en fonction du risque »

Le processus de prise de décision en fonction du risque est de plus en plus utilisé pour traiter une variété de situations et de décisions en matière de réglementation. Un nombre croissant de membres du personnel de la CCSN acquiert de l'expérience de son application et le personnel des entreprises du secteur nucléaire se familiarise également avec celui-ci et appuie son usage. Au cours de la période de référence, il a été utilisé à plusieurs reprises pour traiter de situations nécessitant une prise de décision en matière de réglementation des centrales nucléaires. Une description plus détaillée du processus ainsi qu'un exemple de son application concernant une prise de décision en matière de réglementation se trouvent à l'appendice H. Le processus de PDFR a également été appliqué pour classer en fonction du risque approximativement 75 questions de sûreté relatives au réacteur CANDU et pour élaborer la démarche à suivre pour répondre aux plus importantes (par exemple en donnant une orientation aux travaux de recherche). La CCSN et des entreprises du secteur nucléaire ont mené conjointement un exercice qui a permis de démontrer davantage la justesse du processus et de déterminer des moyens acceptables aux deux parties pour résoudre les questions de sûreté non-réglées (pour des renseignements supplémentaires, voir l'alinéa 14 (i) et l'appendice G).

Bonne pratique G6 relevée lors de l'inspection de l'équipe du SEIR

« L'élaboration et l'utilisation par la CCSN de processus et outils pour la prise de décision en fonction du risque »

L'application du processus de prise de décision en fonction du risque se poursuivra et il sera amélioré au besoin.

Planification des activités de réglementation

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 la réglementation et leur coût est évalué afin de préparer une estimation des droits annuels devant être payés par chacune des centrales. 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.

La CCSN a fait des efforts pour mettre en place des processus et des outils de planification et de gestion du rendement pleinement intégrés. Un plan stratégique, corroboré par des analyses de l'environnement et un profil des risques auxquels l'organisation fait face, sera élaboré au cours de la prochaine période de référence. Un processus amélioré de surveillance et d'examen sera également mis en œuvre au cours de cette période.

Suggestion S16 résultant de l'inspection de l'équipe du SEIR

« 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. »

La CCSN a fait des efforts visant à établir des processus et des outils de planification et de gestion du rendement pleinement intégrés. Ce travail comprend l'élaboration d'objectifs et de plans stratégiques qui sont déclinés en des plans d'activité annuels et pluriannuels liés à des échéances et des objectifs en matière de rendement clairs. Les processus vont également couvrir la surveillance en continue de la mise en œuvre des plans et de leur rendement ainsi que des facteurs externes qui sont importants afin de pouvoir apporter aux plans et activités réglementaires des changements qui sont en temps opportun et fondés sur la connaissance des faits, durant l'année en cours et à long terme. La planification stratégique pour la période de 2010 à 2015 (appuyée par une analyse de l'environnement et un profil des risques auxquels l'organisation fait face) est présentement en cours. L'élaboration et la mise en œuvre d'un processus amélioré pour effectuer la surveillance, un examen semi-annuel et une revue des prévisions ainsi que pour apporter des changements aux plans de travail de l'année fiscale, afin de tenir compte des variations des contraintes et des priorités stratégiques, sont présentement en cours.

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 l'entremise de contrats et d'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. Chaque année, le programme est revu et évalué, les besoins en matière de recherche et de soutien pour l'exercice suivant sont déterminés et un budget approprié est affecté. 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 programmes et projets de recherche de la CCSN (et du secteur nucléaire canadien) pour la période de référence.

L'équipe d'inspection du SEIR a observé le besoin d'aligner davantage le programme de recherche et de soutien de la CCSN sur les priorités en matière de réglementation.

Recommandation R1 résultant de l'inspection de l'équipe du SEIR

« 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. »

La CCSN examinera et réorientera ses activités de recherche afin qu'elles portent sur les domaines de connaissances qui sont critiques pour accomplir sa mission et qu'elles puissent combler les lacunes de connaissances dans ces domaines. C'est-à-dire les connaissances requises pour résoudre les questions présentes de réglementation et faire face aux défis futurs possibles, comme ceux que peuvent présenter des réacteurs avancés ou expérimentaux et d'autres conceptions d'installation, des méthodes et outils d'analyse nouveaux et sophistiqués et des progrès d'intérêt au niveau des sciences fondamentales et de l'ingénierie, incluant la physique, les sciences nucléaires, de l'environnement, de la santé et sociales.

Recommandation R2 résultant de l'inspection de l'équipe du SEIR

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

La CCSN prévoit de réaligner la portée de ses activités actuelles de recherche sur ses besoins stratégiques à long terme (tel que déjà mentionné précédemment en réponse à la recommandation R1 du SEIR) et obtenir les fonds additionnels requis pour remplir ces besoins. La portée et la profondeur finales du programme de recherche de la CCSN dépendront de sa capacité à obtenir les ressources additionnelles.

8.1 e État de préparation pour les nouvelles centrales nucléaires

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 nouvelles centrales nucléaires. Des améliorations ont été apportées tout au long de la période 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 au chapitre 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 actuellement en exploitation, et vice versa.

Suggestion S9 résultant de l'inspection de l'équipe du SEIR

« La CCSN devrait peaufiner ses plans actuels et confirmer qu'elle est prête sur le plan organisationnel (par exemple, structure, dotation du personnel, compétences) à effectuer la transition de la phase 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. »

La CCSN examine de façon continue son état de préparation à réglementer les projets de nouvelles centrales nucléaires.

Capacité organisationnelle – le travail visant à rédiger les documents de réglementation requis (par exemple, documents d'orientation, guides et formulaires d'application, procédures d'examen pour le personnel etc.) pour effectuer les examens et les évaluations a progressé. La CCSN travaille en parallèle au programme de conformité qui sera appliqué une fois que les projets auront passé de l'étape de la conception aux étapes de la construction, de la mise en service et de l'exploitation.

Transition – le travail visant à définir les exigences organisationnelles, les effectifs minimaux et les compétences des inspecteurs chargés de mettre en œuvre le programme de conformité a débuté.

Planification – un plan exhaustif couvrant le cycle de vie est en voie d'élaboration. Il décrit brièvement les étapes stratégiques devant être réalisées pour s'assurer que l'organisme sera prêt au fur et à mesure que les projets de nouvelles centrales nucléaires passeront de la préparation de l'emplacement à la construction et éventuellement à la phase d'exploitation.

8.1 f Approche collaborative à la résolution des questions de sûreté de grande importance

Bonne pratique G-3 relevée au Canada lors de la quatrième réunion d'examen

« La mise sur pied d'une tribune fonctionnelle permettant aux cadres supérieurs de l'organisme de réglementation et des entreprises du secteur nucléaire de discuter de questions de politique et de démarches à adopter. »

Pour répondre au besoin d'un moyen efficace de communication à un haut niveau entre les titulaires de permis de centrale nucléaire et la CCSN, la Tribune des chefs de l'exploitation nucléaire et du personnel de direction de la CCSN a été mise sur pied à la fin de la période de référence précédente. Cette tribune constitue un moyen efficace pour examiner des questions stratégiques qui concernent les titulaires de permis et la CCSN, favorisant ainsi une meilleure

compréhension et aidant à concentrer les actions sur les questions de sûreté liées aux centrales nucléaires.

Ce forum 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, la 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 décision 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.; et
- les domaines d'intérêt de même que les priorités et plans stratégiques respectifs, lorsque cela était pratique et approprié.

8.2 État de l'organisme de réglementation

8.2 a 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 7.1 a) 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.

La LSRN fait du tribunal de la Commission une cour d'archives, ce qui lui permet de gérer ses affaires de manière indépendante. Elle stipule que seulement le gouverneur en conseil peut donner des instructions au tribunal de la Commission, et 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 8.2 b) est un exemple d'un tel décret.

Afin de préserver l'intégrité du tribunal de la Commission comme organisme décisionnel indépendant, les échanges entre le tribunal de 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 le tribunal de la Commission, sauf lors des audiences publiques. L'indépendance de la CCSN vis-à-vis RNCAN, chargé d'élaborer des politiques générales en matière d'énergie nucléaire au Canada, a été évaluée de façon détaillée lors de l'inspection par une équipe du SEIR. 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. »

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

Un cadre solide et tenant compte du risque pour la prise de décisions, des communications efficaces à l'interne et à l'externe ainsi qu'un cadre solide favorisant des actions responsables et éthiques sont d'autres moyens qui aident à conserver 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 décision

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 indiquaient qu'il fallait protéger la santé des Canadiens à un moment où l'approvisionnement en isotopes à des fins médicales, au Canada et partout dans le monde, était grandement insuffisant, rendant ainsi la santé des Canadiens à risque. Cette directive vise à régler la question en suspens portée à l'attention de toutes les Parties contractantes lors de la quatrième réunion d'examen.

L'indépendance de la réglementation nucléaire est facilitée par un cadre de prise de décision solide qui est aligné sur le mandat de la CCSN et fondé sur une prise en compte rationnelle et équilibrée des risques. L'application du processus de PDFR (décrit à l'alinéa 8.1 d) a formalisé le processus de prise de décision de sorte que le risque est tenu en compte de façon systématique.

Communications stratégiques

Une partie du mandat de la CCSN consiste à informer toutes les parties intéressées (voir l'alinéa 7.1 a). La CCSN s'engage à ce que ses affaires et les activités du tribunal de la Commission soient menées de manière ouverte et transparente. En favorisant les échanges et les communications ouvertes avec ses parties intéressées, la CCSN recueille en continu des données auprès de toutes les parties ayant un intérêt pour le secteur nucléaire au Canada afin de prévenir une influence indue de la part de toute partie ou entreprise.

Au cours de la période de référence, la CCSN a continué d'axer 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 des régions accueillant des installations d'importance, les médias, les fonctionnaires provinciaux, les associations professionnelles et les organisations non gouvernementales. Reconnaissant que les collectivités vivant à proximité des installations nucléaires ont des inquiétudes sur les incidences que ces installations pourraient avoir sur la santé et la sécurité des personnes, sur l'environnement et sur l'économie locale, la CCSN maintient un dialogue ouvert avec l'Association canadienne des collectivités voisines d'une installation nucléaire.

En 2007 et 2008, suite à la publication du rapport annuel *Évaluation intégrée en matière de sûreté des centrales nucléaires au Canada*, le personnel de la CCSN a organisé des séances d'information publique pour les collectivités voisines des centrales nucléaires en Ontario, au Québec et au Nouveau-Brunswick. Pour chacune des centrales nucléaires, le personnel a présenté aux parties intéressées les résultats en matière de sûreté et a fourni aux participants une mise à jour sur d'autres sujets d'intérêt pour ces collectivités, y compris la gestion des déchets, les projets de nouvelles centrales nucléaires et la réfection des réacteurs actuels.

La CCSN a organisé plusieurs audiences du tribunal de la Commission chez les collectivités les plus touchées par son travail. Afin de s'assurer de répondre aux besoins de parties intéressées futures, la CCSN communique de façon proactive avec des collectivités susceptibles d'être visées au cours de la prochaine décennie par des activités nucléaires, dont 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 :

- des rencontres régionales avec des titulaires de permis de radiographie industrielle afin de clarifier les exigences réglementaires;
- une tribune avec les titulaires de permis afin de les mettre à jour au sujet de l'approche intégrée des garanties à l'échelle de l'État dans le cas du Canada;
- une participation au groupe consultatif des entreprises du secteur de l'énergie nucléaire en matière de formation et d'accréditation, y compris des échanges au niveau des politiques sur la formation et l'accréditation du personnel des centrales nucléaires; et
- une participation aux réunions du comité de sûreté nucléaire du Groupe des propriétaires de CANDU ainsi qu'aux réunions de la Tribune des chefs de l'exploitation nucléaire et

du personnel de direction de la CCSN (voir l'alinéa 8.1 f) afin de favoriser une compréhension commune des questions génériques de sûreté et d'autorisation.

Au cours de la période de référence, la CCSN a pleinement participé à l'élaboration de l'approche du gouvernement du Canada concernant les consultations auprès des groupes autochtones dans le cas des grands projets de ressources naturelles. Le document *Lignes directrices provisoires à l'intention des fonctionnaires fédéraux afin de remplir l'obligation légale de consulter*, publié en février 2008, est utilisé à titre de guide pour les échanges entre la CCSN et les collectivités autochtones. Afin de pouvoir remplir ses obligations à l'égard de la consultation auprès des Autochtones au sujet des projets qu'elle réglemente, la CCSN a publié en mars 2010 le document « *Codification des pratiques actuelles : Engagement de la CCSN à l'égard des consultations auprès des Autochtones* ».

Dans le cadre des efforts actuellement en cours pour améliorer la transparence et dissiper les mythes, le site Web de la CCSN a été réorganisé au cours de la période 2008-2009 afin d'offrir aux titulaires de permis, à la population canadienne et à d'autres parties intéressées un accès plus facile à un éventail plus large de renseignements. L'organisme a introduit un formulaire de commentaires en ligne afin d'élargir ses consultations sur les projets de documents d'application de la réglementation qui sont mis à la disposition des parties intéressées afin d'obtenir une rétroaction de leur part. Ces dernières peuvent également fournir une rétroaction par fac-similé, courriel et courrier normal. Le public a également accès aux audiences du tribunal de la Commission et celles-ci sont diffusées sur Internet pour que tous puissent les observer.

Vérification, valeurs et éthique

Le Comité de vérification de la CCSN s'assure que les conseils, les renseignements et les garanties que le président reçoit à l'égard des processus de contrôle et de responsabilisation de la CCSN sont indépendants et objectifs. Le comité contribue également à rendre les vérifications internes plus indépendantes. Ses responsabilités de surveillance s'étendent à des domaines et processus clés, notamment les valeurs et l'éthique, la gestion du risque, les contrôles en matière de gestion et la responsabilisation. Le comité comprend trois membres externes, nommés par le Conseil du Trésor, et deux membres internes.

Le programme en matière de valeurs et éthique, lancé en 2005 sous l'appellation « Stratégie sur les valeurs et l'éthique », vise à renforcer le climat éthique de la CCSN. Il favorise l'établissement d'une culture fondée sur la confiance qui incite le personnel à exprimer ses inquiétudes sans peur de représailles, et à procurer aux parties intéressées externes des renseignements judicieux qui leur permettent de remplir leur mandat.

Conformément au plan tri-annuel d'application de la stratégie de 2005 sur les valeurs et l'éthique, une évaluation indépendante a été effectuée en 2007 à l'égard de la pertinence du programme, de sa mise en œuvre et des progrès réalisés. Afin d'atteindre son objectif d'amélioration continue, la direction de la CCSN a recommandé que les vice-présidents ajoutent la prise de conscience et la mise en pratique au chapitre des valeurs et de l'éthique au volet gestion de leur contrat de rendement, et que les gestionnaires supportent de façon active la participation du personnel à la formation sur les valeurs et l'éthique. De plus, le Bureau de la vérification, de l'évaluation et de l'éthique s'est engagé à accroître ses efforts de promotion de

cette stratégie par des communications régulières, des activités de liaison au niveau individuel, l'affichage d'études de cas d'éthique sur l'intranet et des sessions de formation au personnel sur les valeurs et l'éthique. Le nombre d'employés participant aux sessions de prise de conscience de l'éthique et le grand nombre de visites des sites Web externes et internes sur les valeurs et l'éthique démontrent le succès des mesures déjà mises en œuvre.

Conformément à la Loi sur la protection des fonctionnaires divulgateurs d'actes répréhensibles, un nouveau Code de valeurs et d'éthique pour la fonction publique sera déposé au Parlement canadien. Ce code établit 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 est prévu que le code sera publié au cours de la prochaine période de référence. Il exige que les sous-ministres et les hauts fonctionnaires des départements et agences fédéraux responsables de la divulgation 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. La CCSN consultera son personnel en vue d'élaborer son propre code de valeurs et d'éthique.

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.

9 a 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 le tribunal de 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), le tribunal de 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; et
- mettre d'autres mesures en œuvre à l'égard de la sécurité et d'activités illégales possibles, dont le 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. »

9 b Approche canadienne en matière de responsabilités

La CCSN est responsable devant la population canadienne de la réglementation des titulaires de permis de manière à assurer que ceux-ci s'acquittent bien de leurs responsabilités. La CCSN remplit son rôle en

- établissant des exigences réglementaires et en s'assurant de la conformité à ces exigences;
- établissant des mesures de réglementation en fonction du risque;

- prenant des décisions de manière indépendante, objective et éclairée; et
- défendant l'intérêt public.

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. Pour s'assurer de la conformité des titulaires de permis, la CCSN :

- établit et documente des exigences claires, à l'aide d'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; et
- 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).

Cette approche en matière de réglementation vise l'établissement d'exigences de base qui offrent aux concepteurs et aux exploitants une certaine flexibilité sur la meilleure façon de satisfaire aux exigences de base en matière de sûreté et de répondre à leurs propres besoins. Les titulaires de permis doivent démontrer 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.

Il appartient aux titulaires de permis de tenir compte de ces exigences et critères dans leurs systèmes, programmes, processus et conceptions. La description des dispositions prises est fournie à la CCSN au moment de soumettre la demande de permis. La conception des systèmes liés à la sûreté, la politique globale en matière de sûreté (voir l'article 10), la ligne de conduite pour l'exploitation (LCE; voir ci-après), les descriptions de programme (voir l'appendice C) et la conception des systèmes liés à la sûreté sont des exemples de telles dispositions (voir l'article 18).

Une fois acceptées par la CCSN, ces dispositions deviennent une partie du fondement d'autorisation (défini à l'alinéa 7.2 (ii) a) d'une centrale nucléaire, et dictent des activités de réglementation futures, dont des inspections et des approbations de modification. Le renouvellement des permis d'exploitation (habituellement à tous les cinq ans) réaffirme les responsabilités des titulaires de permis et l'insertion de nouvelles normes au permis, sur une base régulière, redéfinit les limites de ces responsabilités, par rapport aux pratiques modernes.

Entre les renouvellements de permis, le programme de conformité de la CCSN procure l'assurance que les titulaires de permis s'acquittent de leurs responsabilités, telles que définies. La CCSN maintient en poste à tous les sites de centrale nucléaire, sur une base permanente, des inspecteurs qualifiés et d'expérience qui permettent de maintenir, au jour le jour, des échanges soutenues avec les titulaires de permis et une surveillance étroite de leurs activités (pour des renseignements supplémentaires, voir l'alinéa 8.1 b).

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 développements importants sur le plan de la sûreté et des non-conformités 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.

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

Pendant l'exploitation, les titulaires de permis s'acquittent de leurs responsabilités en :

- exploitant leurs installations selon le fondement d'autorisation (voir l'article 19);
- établissant et respectant des limites d'exploitation sûre (voir l'alinéa 19 (ii));
- appliquant des systèmes de gestion pour atténuer les risques associés à l'exploitation de la centrale nucléaire (voir les articles 10 et 13);
- développant une culture organisationnelle axée sur l'exploitation sûre de la centrale nucléaire (voir l'article 10);
- surveillant le rendement du personnel et des installations afin de s'assurer qu'il répond aux attentes (voir les alinéas 12 h, 14 (ii) a et 19 (vii)); et
- veillant à ce que les ressources et les installations soient suffisantes en tout temps, tant pour les activités planifiées qu'en cas d'événement imprévu (voir l'annexe 11.2 b).

Plusieurs des dispositions mises en place par chacun des titulaires de permis au Canada pour s'acquitter de ses responsabilités en matière de sûreté sont décrites dans la ligne de conduite pour l'exploitation (LCE) qui est soumise en appui à une demande de permis. La LCE fournit des directives visant à l'exploitation sûre de l'installation nucléaire et elle reflète une analyse de sûreté qui a été soumise au tribunal de la Commission, ou une personne autorisée par ce tribunal, dans le cadre du processus de demande de permis. À chaque centrale nucléaire, la LCE décrit comment le titulaire de permis doit l'exploiter, en assurer l'entretien et modifier ses systèmes afin d'optimiser la sûreté nucléaire et de réduire les risques qui en découlent pour le public à un niveau assez faible pour être acceptable. La LCE spécifie des limites d'exploitation de même que des limites administratives et relatives aux procédures dans le cas des systèmes de sûreté et des systèmes liés à la sûreté. Il n'est pas permis d'exploiter les centrales dans des états dont on n'a pas tenu compte dans l'analyse de sûreté ou qui ne sont pas délimités par cette dernière. La LCE

définit également l'autorité et les responsabilités du personnel cadre et du personnel d'exploitation (pour de plus amples renseignements sur les LCE, voir les alinéas 19 (ii) et 19 (iii)).

La première version du document de la LCE, soumise avec une demande de permis d'exploitation, doit être approuvée par la CCSN. Tout changement aux limites d'exploitation des systèmes de sûreté et des systèmes liés à la sûreté qui sont définies dans la LCE doit être approuvé au préalable par le tribunal de la Commission ou une personne autorisée par ce dernier, tel qu'expliqué à l'alinéa 7.2 (ii) d.

Bien que le processus de délivrance de permis soit en place pour s'assurer que chaque titulaire de permis s'acquitte de ses responsabilités en matière de sûreté, les titulaires de permis au Canada agissent également de manière collective à cette fin. Les buts 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 questions ainsi que d'accroître de façon globale la conformité aux exigences réglementaires.

Tous les titulaires de permis de centrale nucléaire au Canada sont membre du Groupe des propriétaires de CANDU (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 le présent rapport, le COG a défini la façon de procéder.

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 et pour faire la liaison avec la CCSN. 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 uniformité des positions adoptées en matière d'autorisation, un alignement des directions 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 sont alignées sur les 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 8.1 f).

Divulgateion proactive

Conformément à la réglementation, les titulaires de permis de centrale nucléaire doivent élaborer et mettre en œuvre un programme d'information publique afin de tenir les personnes vivant à proximité de leurs installations au courant de l'état d'exploitation de celles-ci. De plus, la CCSN encourage les titulaires de permis à faire preuve d'ouverture et de transparence dans leurs relations avec les collectivités représentatives, leurs audiences cibles et la population. Les titulaires de permis sont invités à divulguer au public de façon proactive les informations

concernant les rejets courants et non prévus de matières radioactives et dangereuses et les événements imprévus, tels qu'une dérogation à une limite réglementaire ou un accident industriel. La CCSN prépare présentement des documents d'application de la réglementation et des documents d'orientation afin d'officialiser les exigences relatives aux programmes d'information publique, y compris un protocole de divulgation d'information à la population.

9 d 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. La CCSN n'a pas eu à recourir officiellement à des mesures d'application (requêtes de la part du tribunal de la Commission, ordres, mesures restrictives à l'égard du permis, ou poursuites, telles que décrites à l'alinéa 7.2 (iv)) pour régler des problèmes liés à la sûreté qui sont survenus dans les 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.

Le solide dossier en matière de sûreté établi par les centrales nucléaires canadiennes au cours de la période de référence, tel que décrit tout au long du présent rapport, témoigne du succès des titulaires de permis à s'acquitter de leurs responsabilités en matière de sûreté.

Chapitre III – Respect de la Convention (suite)

PARTIE C

Considérations générales de sûreté

La partie C du chapitre III comprend sept articles :

- Article 10 – Priorité 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 - Organisation pour les cas d'urgence

Article 10 – Priorité 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 l'engagement des ces organismes à effectuer des comparaisons externes, à être l'objet d'évaluations par des pairs et à apporter des améliorations. À titre d'exemple, les autorités des centrales nucléaires demandent régulièrement à l'Association mondiale des exploitants de centrales nucléaires (voir l'alinéa 14 (ii) d) de venir les évaluer. La CCSN a également démontré son engagement à l'égard des évaluations par des pairs et de l'amélioration en accueillant une équipe d'inspection du SEIR (voir l'article 8). Une brève description des mesures prises par la CCSN permettant d'assurer que la première priorité est donnée à la sûreté est fournie à la fin du présent article.

10 a Élaboration de politiques et de processus d'appui donnant primauté 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.

À la fin de la période de référence, la plupart des titulaires de permis de centrale nucléaire au Canada se référaient à l'ancienne collection de normes N286 de la CSA en matière d'assurance de la qualité (AQ, voir l'alinéa 13 a) qui exige l'élaboration d'une politique de haut niveau comprenant un engagement de tous les échelons hiérarchiques de l'organisation envers un programme d'AQ. Cependant, certains titulaires de permis se réfèrent maintenant à la norme plus récente N286-05 de la CSA, *Exigences relatives aux systèmes de gestion des centrales nucléaires*. Un des buts principaux de la nouvelle norme est de favoriser l'exploitation sûre et sécuritaire des centrales nucléaires par un engagement et la conformité à un ensemble de principes relatifs aux systèmes de gestion. Il est prévu que la norme N286-05 sera incorporée à d'autres permis d'exploitation lors de leur renouvellement au cours de la prochaine période de référence.

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 et sont décrites à l'annexe 10 a. 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 préserver 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.

Dans le cadre de leur système de gestion, les titulaires de permis de centrale nucléaire au Canada ont élaboré des processus qui accordent une priorité prépondérante à la sûreté, à la mesure des pratiques internationales. Ces processus donnent l'assurance que les conditions pouvant nuire à la sûreté sont évaluées et qu'elles sont 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. Des évaluations de leur fonctionnement sont effectuées lorsque des incertitudes sont soulevées sur la capacité des systèmes et des composants à remplir leur fonction en matière de sûreté. Des processus de prise de décision 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. Ces processus continuent d'évoluer au fur et à mesure qu'ils sont utilisés et les leçons tirées sont partagées avec les autres titulaires de permis. D'autres mesures, telles que la présence du personnel de direction en chantier et les comités de surveillance, contribuent également à maintenir la priorité sur la sûreté.

10 b Culture de sûreté dans les 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 la direction constitue le fondement de la culture de sûreté dans les 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 exécutées 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 appuyant 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 individuel, 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. Il est tenu pour acquis que tous les employés connaissent et se conforment aux règles, politiques et règlements portant sur la sûreté nucléaire, la radioprotection, la sécurité industrielle et la protection contre l'incendie. La formation et le bon exemple servent à promouvoir la conformité à ces attentes qui est vérifiée par l'entremise d'observations en chantier, de comités de surveillance et d'auto-évaluations, et assurée par l'encadrement et des processus de repérage des problèmes et de prise de mesures correctives.

Auto-évaluations de la culture de sûreté

Le principal avantage de l'auto-évaluation de la culture de sûreté tient aux occasions d'apprentissage qu'offre ce type d'exercice. Cependant, dans le cas de telles évaluations, il est convenu qu'il est possible que des points et 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 les deux approches suivantes pour essayer d'éliminer la possibilité d'être atteintes d'une « cécité organisationnelle » :

- l'élaboration d'orientations communes en matière d'évaluation de la culture de sûreté et le partage de renseignements sur le rendement humain entre les titulaires de permis de centrale nucléaire par l'entremise du groupe de travail du COG; et
- l'ajout de la culture de sûreté aux évaluations effectuées régulièrement par des tiers provenant d'autres entreprises du secteur.

Les documents suivants font partie de ceux servant de fondement pour les auto-évaluations de la culture de sûreté dans les centrales nucléaires :

- INSAG N° 4, *Culture de sûreté*, AIEA, Vienne, 1991;
- INSAG N° 13, *Management of Operational Safety in Nuclear Power Plants*, AIEA, Vienne, 1999;
- INSAG N° 15, *Key Practical Issues in Strengthening Safety Culture*, AIEA, Vienne, 2002; et
- le projet de document d'orientation de la CCSN intitulé *Lignes directrices sur les auto-évaluations de la culture de sûreté par les titulaires de permis*.

Les paragraphes qui suivent donnent un sommaire des résultats des auto-évaluations de la culture de sûreté et d'autres activités à ce chapitre, effectuées au cours de la période de référence à chacune des centrales nucléaires et aux installations d'EACL.

Ontario Power Generation

OPG continue d'effectuer des évaluations de la culture de sûreté nucléaire afin de faciliter ses efforts d'amélioration ayant trait à la promotion d'une solide culture de la sûreté. Tous les trois ans, OPG effectue une auto-évaluation exhaustive de la culture de sûreté nucléaire à chacune de ses centrales nucléaires. Au cours de la période de référence, une telle évaluation a été réalisée à chacune d'elles.

Le processus d'évaluation a été amélioré 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 au moment de la visite au site afin de faciliter cette collecte et d'en assurer l'uniformité. En outre, les centrales nucléaires doivent maintenant effectuer un suivi après les évaluations afin de cerner les problèmes de culture de sûreté nucléaire et élaborer des mesures correctives appropriées.

Le besoin de mieux faire comprendre la sûreté nucléaire et de renforcer la place prédominante qu'elle occupe dans la liste des priorités est l'un des principaux résultats des évaluations de la culture de sûreté nucléaire et des vérifications internes de la gestion de la sûreté nucléaire

effectuées à OPG. Les efforts en ce sens constituaient une des cinq premières priorités d'OPG en 2009.

Hydro-Québec

En janvier 2008, lors d'une évaluation des opérations par des pairs, une auto-évaluation de la culture de sûreté a été effectuée à Gentilly-2. Cette auto-évaluation a permis de démontrer que le personnel de Gentilly-2 comprenait le concept de culture de sûreté. Malgré cela, une nouvelle politique en matière de sûreté nucléaire à la centrale a été communiquée à tout le personnel en 2008.

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 culture de sûreté solide à Gentilly-2.

Bruce Power

Bruce Power a effectué des auto-évaluations de la culture de sûreté en 2001, 2005 et 2008. Les points forts qui sont ressortis de l'évaluation de 2008 sont les suivants :

- il est reconnu qu'une culture de sûreté solide constitue une priorité importante et une valeur fondamentale – le personnel en est conscient et, appuyé par de la formation et responsabilisé, il se sent ultimement en sécurité (gérer les entrepreneurs conformément à ces mêmes normes et les tenir à celles-ci offrent une occasion d'amélioration);
- les communications constituent une force certaine sur laquelle on devrait s'appuyer; et
- le personnel comprend clairement ce que Bruce Power vise à accomplir et il appuie cet objectif.

Il a été déterminé que les domaines suivants nécessitent des améliorations :

- la gestion du rendement du personnel;
- la qualité des processus;
- l'efficacité de l'exploitation; et
- le niveau d'engagement des entrepreneurs envers la sûreté; il devait être amélioré afin de correspondre à celui du personnel du titulaire de permis.

Bruce Power a élaboré un plan de mesures correctives pour redresser la situation dans chacun de ces domaines et elle effectuera une autre évaluation au cours de la prochaine période de référence.

Les communications, la sûreté et l'évolution professionnelle sont des exemples de domaines ayant reçu une cote élevée et qui ont fait l'objet d'une analyse comparative avec d'autres entreprises des secteurs nucléaire ainsi qu'avec d'autres ayant un bon rendement. En plus d'effectuer les auto-évaluations, Bruce Power s'est également préoccupé davantage de l'opinion de son personnel par le biais de collectes de données régulières, initiées de façon aléatoire mais valables sur le plan statistique, utilisant des questionnaires usuels du secteur industriel.

Énergie atomique du Canada Ltée

Des ateliers sur la culture de sûreté sont organisés régulièrement afin d'arriver à une compréhension commune de la culture de sûreté dans l'ensemble de l'organisation. EACL a mis

en mis en œuvre un programme de formation spécifique et des ateliers/auto-évaluations en matière de culture de sûreté pour la haute direction, les superviseurs, les concepteurs et le personnel des projets d'ingénierie. La formation sur la culture de sûreté comprend la compréhension de cette culture, des ateliers à l'aide de manuels, des sessions de formation et des auto-évaluations de suivi. Une partie du programme portant sur la compréhension de la culture de sûreté examine en profondeur des leçons particulières tirées de l'exploitation des centrales nucléaires (CANDU et d'autres technologies) et d'autres installations similaires.

10 c Évaluation par la CCSN de la culture de sûreté dans les 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 ».

La CCSN fait également une distinction claire entre la sûreté nucléaire et la santé et sécurité conventionnelles, mais elle reconnaît que la culture de sûreté peut avoir une incidence sur les deux. L'importance de l'incidence de la culture de sûreté sur les processus organisationnels dans des entreprises ou organismes devant maintenir un haut niveau de fiabilité a été démontrée par des travaux de recherche effectués par la CCSN et d'autres. Par conséquent, la culture de sûreté est devenue un point d'intérêt particulier pour la CCSN.

Les examens du rendement organisationnel effectués par la CCSN (sujet également abordé à l'alinéa 12 g) couvrent l'incidence qu'ont les structures de l'organisation, les rôles et les responsabilités, les communications et d'autres processus et politiques de travail en équipe sur le rendement en matière de sûreté aux installations nucléaires au Canada (pour plus de renseignements sur les aspects des facteurs humains faisant l'objet d'un examen technique, voir l'article 12). 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 opérationnelles, peuvent avoir une incidence sur le rendement en matière de sûreté.

Le personnel de la CCSN évalue le rendement organisationnel des titulaires de permis afin de s'assurer que les fonctions de sûreté et les éléments de la culture de sûreté (par exemple, les structures, politiques et processus) ayant un impact sur le rendement humain appuient l'exécution des activités nucléaires de manière sûre. 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 auto-évaluations par les titulaires de permis.

Le personnel de la CCSN utilise un processus intitulé « Méthode d'examen de l'organisation et de la gestion » pour évaluer l'incidence des éléments organisationnels sur la culture de sûreté des titulaires de permis. 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 des attitudes et comportements de l'organisation et de la gestion à toutes les centrales nucléaires en exploitation au Canada.

Cette méthode d'examen de l'organisation et de la gestion a été utilisée en 2009 alors qu'une analyse des causes fondamentales d'un événement à l'une des centrales nucléaires avait relevé des lacunes possibles de la culture de sûreté de l'organisation. Cette évaluation a cerné des lacunes particulières pour lesquelles le titulaire de permis a élaboré un plan de mesures correctives. Suite à un examen par la CCSN, la mise en œuvre de ce plan est présentement en cours.

Au cours des dernières années, 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 des tendances émergentes 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 culture de sûreté positive dans les centrales nucléaires, entre autres que :

- des documents décrivant l'importance et le rôle de la sûreté dans les activités de l'organisation sont disponibles;
- 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;
- un processus organisationnel pour la résolution des conflits existe et il est appliqué de manière efficace; et
- une attitude propice à la remise en question est évidente à tous les niveaux de l'organisation.

Le projet de document d'orientation de la CCSN intitulé *Lignes directrices sur les auto-évaluations de la culture de sûreté par les titulaires de permis* a été distribué aux titulaires de permis de centrales nucléaires pour information et il a servi d'encadrement pour commenter les auto-évaluations effectuées à plusieurs installations. Il a également été observé que certains titulaires de permis avaient fait une analyse comparative des résultats de leurs auto-évaluations par rapport à ceux des installations nucléaires les plus performantes dans le monde. Le personnel de la CCSN juge que ces activités constituent une étape additionnelle vers la pleine maturité de l'approche.

10 d Orientation future

Encore récemment, la plupart des efforts en matière de culture de sûreté dans les centrales nucléaires étaient axés sur la compréhension de sa nature et sur les modalités de son évaluation. Au fur et à mesure que les titulaires de centrales nucléaires au Canada s'approchent de la pleine maturité et améliorent leur compréhension de cette culture, une approche plus pragmatique en matière de culture de sûreté se développe. La prochaine étape pour les titulaires de permis sera d'élaborer des méthodes pour faire la gestion de la culture de sûreté et y apporter des changements. Ceci requiert l'élaboration d'indicateurs de rendement pour gérer l'amélioration de la culture de sûreté, de son état actuel vers de nouveaux objectifs qui sont réalistes, mais qui représentent un défi. La gestion de la culture de sûreté comporte un alignement des perceptions, croyances, comportements et prises de décisions ainsi que du sentiment de vulnérabilité au

niveau organisationnel à ceux au niveau personnel de sorte à atteindre des objectifs voulus et réalistes en matière de culture de sûreté. La direction peut énoncer clairement la priorité devant être accordée à la sûreté et s'assurer que des signes visibles, des indicateurs et des prix sont choisis de façon à promouvoir les objectifs désirés en matière de culture de sûreté. Cependant, un élément clé consiste à déterminer si les méthodes choisies et prévues pour effectuer la promotion visant l'amélioration de la culture de sûreté sont efficaces dans l'ensemble de l'organisation et au niveau de ses membres.

Pour ce qui est de la CCSN, la prochaine étape sera de renforcer l'approche de réglementation en matière de culture de sûreté. En particulier, la CCSN continuera d'encourager les centrales nucléaires à élaborer des méthodes pour faire la gestion et promouvoir une culture de sûreté saine en complément à ses évaluations et activités de suivi. L'encadrement et le renforcement de comportements constituent une des méthodes les plus pratiques de faire la gestion des perceptions et croyances individuelles et partagées, celles-ci pouvant ensuite être observées par d'autres et surveillées par l'organisme de réglementation. Cependant, le personnel n'effectuera les changements de comportement et de croyance requis que s'ils sont encouragés par les gestionnaires de la haute direction et ceux du niveau de supervision. Les gestionnaires et les superviseurs doivent également démontrer par leur comportement et leurs décisions que la sûreté occupe la première place, qu'ils appuient l'apprentissage au niveau organisationnel et, qu'en matière de sûreté, ils s'attendent à ce que tous manifestent une attitude propice à la remise en question et un degré de responsabilisation élevé.

Un autre domaine présentement en développement se rapporte à une approche pour tenir compte de la culture de sûreté dans le cas des nouvelles centrales nucléaires. 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 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 assurer la sûreté nucléaire aux exploitants. Le document d'orientation sur les demandes de permis de construction présentement en préparation traite de ce sujet.

10 e 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 8.1 d) 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 décision en fonction du risque, décrit à l'alinéa 8.1 d, 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.

En ce qui concerne la sécurité du personnel de la CCSN, cette dernière apporte présentement des améliorations à son programme de formation en ajoutant un nouveau cours sur la détection des dangers. Ce cours fournira aux inspecteurs une vaste connaissance visant à assurer la préservation de leur santé et de leur sécurité lorsqu'ils effectuent les inspections demandées par leurs fonctions.

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, entraînés et recyclés 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

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.

11.1 a 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.

11.1 b 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, ainsi que des conditions qui

s'ajoutent au permis délivré et qui obligent le titulaire de permis à revoir les plans de déclassement, les évaluations des coûts et les garanties financières périodiquement ou sur demande de la CCSN. 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 assurance 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.

Des renseignements additionnels sur les garanties financières et le déclassement sont donnés dans le troisième *Rapport national du Canada pour la Convention commune sur la sûreté de la gestion du combustible usé 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 projet visant à maintenir des tranches dans un état de conservation sûr à Pickering est présentement financé par le budget d'exploitation, d'entretien et d'administration d'OPG,

certaines fonds additionnels et des fonds provisoires provenant de l'Office ontarien de financement (dans un pourcentage d'approximativement 10, 20 et 70, respectivement)

Des efforts sont en cours afin de définir de façon définitive l'ampleur et le coût annuel des activités prévues après que le projet aura été achevé, ceci dans le but d'obtenir de l'Office ontarien de financement un fonds pour défrayer ces activités.

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.

11.2 a Exigences et mesures relatives à la formation et l'accréditation du personnel

Programmes de formation des titulaires de permis

Conformément à la philosophie de réglementation de la CCSN et aux pratiques internationales, la responsabilité de l'exploitation sûre de leurs centrales nucléaires respectives demeurent, d'abord et avant tout, la responsabilité des titulaires de permis. Par conséquent, les titulaires de permis de centrale nucléaire sont tenus entièrement responsables pour la formation et l'évaluation de leurs employés afin de s'assurer qu'ils sont qualifiés pour s'acquitter des fonctions de leur poste.

Les programmes de formation sont élaborés conformément aux principes de l'approche systématique à la formation (ASF). Les membres du personnel des titulaires de permis reçoivent une formation appropriée à leur poste et les programmes des différents départements sont examinés régulièrement. Habituellement, ces examens entraînent des révisions ainsi que la formulation de besoins de formation et le développement de cours et de procédures. Des critères pour évaluer l'efficacité de la formation sont présentement en voie d'être mis en place. Ce processus donne l'assurance que le personnel demeure compétent pour remplir les fonctions pertinentes de leur poste.

Des services de formation sont offerts au personnel d'exploitation et d'entretien pour assurer et maintenir un rendement humain adéquat. 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 d'appoint 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 partagés avec les autres :

- les permis d'exploitation de centrale nucléaire;
- les rapports à soumettre par les exploitants de centrales nucléaires selon la norme S-99;
- la LSRN et ses règlements;
- introduction aux analyses de sûreté;
- gestion des questions de réglementation;
- les communications en matière de réglementation et la rédaction technique; et
- l'INES.

Certains des cours sont présentement en voie de révision afin de tenir compte de la nouvelle présentation 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 nécessité de s'assurer que les travailleurs d'appoint sont au fait des pratiques, connaissances et habiletés du secteur nucléaire est devenue un défi de taille. Les entreprises de ce secteur ont reconnu le besoin d'améliorer les méthodes employées par les titulaires de permis pour effectuer la surveillance, la supervision et la formation de la main d'œuvre d'appoint.

En réponse à ce défi, elles ont utilisé des données provenant d'évaluations, d'examen par des pairs et d'analyses comparatives effectuées à des centrales pour élaborer un processus visant à améliorer les travailleurs et superviseurs d'appoint sur les plans de la sûreté et de l'efficacité. Ce processus servira à inventorier, choisir, former, superviser, surveiller, mettre à pied et évaluer le personnel d'appoint (interne et externe). Le processus portera particulièrement sur les domaines faibles connus, comme la surveillance, l'utilisation des processus de contrôle du travail, la mise en œuvre du programme de mesures correctives, les comportements sécuritaires au travail et l'usage des outils en matière de rendement humain. Le processus a été adopté par les titulaires de permis canadiens et, selon les exigences liées aux travaux présentement en cours dans les centrales nucléaires, sa mise en œuvre a atteint des étapes différentes à chacune d'entre elles.

Nombre de travailleurs et qualifications

Les exigences concernant la qualification du personnel et l'effectif des centrales nucléaires, incluant celles pour les opérateurs de salle de commande, sont décrites à l'annexe 11.2 a.

La CCSN a distribué en août 2007 le guide d'application de la réglementation G-323, *Assurer la présence d'un nombre suffisant d'employés qualifiés aux installations nucléaires de catégorie I – effectif minimal*. Ce guide couvre le fondement du nombre minimal d'employés, y compris le raisonnement à l'appui des exigences relatives à l'effectif minimal. La CCSN fait un suivi des infractions relatives aux heures de travail, du pourcentage du temps d'exploitation où l'effectif était minimal et du plan de dotation (renseignements soumis à tous les trimestres par les titulaires de permis), ainsi que des rapports d'infraction relative à l'effectif minimal soumis par les titulaires de permis.

Transfert de la responsabilité des examens d'accréditation du personnel de la CCSN aux titulaires de permis

La CCSN a pris depuis l'an 2000 des mesures pour adopter un modèle d'accréditation du personnel qui est fondé sur l'assurance de la compétence obtenue par l'entremise d'une surveillance réglementaire accrue des programmes de formation et d'examen mis en œuvre par les titulaires de permis au lieu d'examens des candidats à l'accréditation menés par la CCSN. Ce transfert est conforme à la politique d'application de la réglementation P-299 de la CCSN, *Principes fondamentaux de réglementation*, qui stipule que les titulaires de permis sont directement responsables de la gestion des activités réglementées.

En 2008, suite à des consultations auprès d'entreprises du secteur nucléaire et de parties intéressées et la publication du document RD-204 de la CCSN, *Accréditation des personnes qui travaillent dans des centrales nucléaires*, tous les titulaires de permis de centrale nucléaire ont demandé et obtenu une modification de leur permis d'exploitation pour y insérer ce document et pouvoir administrer de façon indépendante les examens d'accréditation initiale de leur personnel de quart désirant être accrédité par la CCSN.

Évaluation des programmes de formation des titulaires de permis

La CCSN définit et établit les exigences et critères réglementaires concernant la formation, les examens et la qualification du personnel des titulaires de permis, y compris le personnel accrédité dans les centrales nucléaires. Les activités réglementaires comprennent une évaluation des processus et procédures fondés sur l'ASF, des examens des programmes de formation pour le personnel accrédité et non-accrédité ainsi que des évaluations et inspections sur place du matériel et des services de formation.

Le rendement de tous les titulaires de permis à l'égard du programme de la CCSN « Formation, examen et accréditation », partie du domaine de sûreté « Assurance du rendement », 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 le domaine de sûreté « Assurance du rendement » a été généralement satisfaisant. L'appendice F donne la définition des programmes et domaines de sûreté évalués par la CCSN et les cotes de rendement attribuées aux titulaires de permis au cours de la période de référence.

Suggestion S8 résultant de l'inspection de l'équipe du SEIR

« 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. »

Pour confirmer la compétence des exploitants d'installations, la CCSN continuera de revoir et adapter, en autant que cela est raisonnable de faire, un processus cohérent qui correspond aux risques et dangers que présentent les installations.

Suite au changement apporté récemment à la réglementation pour permettre aux titulaires de permis de centrale nucléaire d'administrer les examens d'accréditation, le personnel de la CCSN continuera à accroître la surveillance réglementaire de la formation offerte au personnel des centrales nucléaires jouant un rôle important à l'égard de la sûreté et des examens qui leur sont administrés. Ceci se fera par une vérification en continue des programmes et processus des titulaires de permis relatifs à l'accréditation initiale et le renouvellement de celle-ci et en faisant état de leur niveau de conformité par rapport aux exigences de la CCSN. Après avoir terminé la mise en œuvre de ce changement à la réglementation, le personnel de la CCSN évaluera la possibilité d'accorder cette permission à d'autres titulaires de permis ayant une main d'œuvre limitée.

La CCSN continuera d'accréditer toutes les personnes occupant un poste clé en matière de sûreté, aux centrales nucléaires et aux installations ayant un réacteur non producteur de puissance ou un réacteur de recherche, par l'entremise d'un processus d'accréditation cohérent fondé sur des programmes de formation établis suivant l'ASF et des processus d'examen équitables.

11.2 b Maintien des ressources humaines dans les centrales nucléaires

L'une des mesures demandées au Canada dans le cadre de la troisième réunion d'examen était de maintenir la compétence du secteur nucléaire en matière de sûreté.

En 2008, le Conseil sectoriel de l'électricité et Ressources humaines et Développement des compétences Canada ont 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; et
- de déterminer des actions appropriées pour atténuer les effets de manques possibles de main d'œuvre.

Pour le secteur de l'électricité, l'étude a fait ressortir les points clés suivants :

- le nombre d'emplois a augmenté et totalise approximativement 88 300, une hausse de 10 % en comparaison à une étude similaire effectuée en 2004;
- les départs à la retraite constituent toujours un problème sérieux et imminent;

- il est prévu que 28,8 % de la main d'œuvre du secteur de l'électricité partira à la retraite entre 2007 et 2012, à un taux annuel de 6,2 %, ceci étant plus élevé que celui prévu lors de l'étude en 2004;
- approximativement 55 % des travailleurs avaient 55 ans ou plus, en comparaison à 52 % lors de l'étude en 2004;
- le recrutement et le maintien du personnel demeurent une priorité du secteur de l'électricité, afin de combler les postes vacants actuels et de remplacer les travailleurs partant à la retraite; et
- une augmentation de la disponibilité de travailleurs possédant un diplôme et formés pour le secteur de l'électricité nécessitera une plus grande collaboration entre les entreprises du secteur, les employeurs et les institutions d'enseignement.

L'augmentation de la demande d'électricité prévue dans toutes les provinces du Canada signifie que les provinces devront accroître de façon importante la capacité de production au cours des 20 prochaines années. Le défi auquel fait 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 du développement et 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 besoins grandissants en ressources humaines de ce secteur 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 :

- des analyses détaillées des compétences de la main d'œuvre;
- des programmes d'embauche;
- des programmes de formation pour les nouveaux employés; et
- des programmes de rétention des connaissances visant à conserver celles des travailleurs qui partent à la retraite.

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 11.2 b.

Les centrales nucléaires 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 1 ou 2 ans », ou « prêt d'ici 3 à 5 ans »). Des

programmes d'apprentissage sont élaborés pour préparer ces candidats à remplacer les titulaires des postes critiques au fur et à mesure qu'ils partent à la retraite.

EACL 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 soutenir les titulaires de permis de centrales nucléaires, incluant pour la réfection des centrales actuelles et la construction éventuelle de nouvelles centrales nucléaires. Ce système est géré centralement et couvre différents groupes des secteurs d'activités d'EACL, 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 développement des ressources et la gestion du rendement. Les habiletés des différents membres du personnel technique sont répertoriées et entrées dans une base de données et la planification de la relève prête une attention particulière aux chefs sur le plan technique et aux entrepreneurs. Le risque d'attrition de ces employés est qualifié soit élevé, moyen ou faible, les cas à risque élevé ayant habituellement trait à des cadres supérieurs difficiles à retenir et à former en vertu des habiletés spécialisées qu'ils possèdent. Des descriptions de poste sont élaborées et elles servent d'objectifs pour la promotion de la carrière et la formation du personnel.

Programmes 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 collègues techniques locaux avec lesquels les titulaires de permis de centrale nucléaire ont établi des partenariats incluant 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 externes » qui suit).

Afin de faire la promotion du secteur nucléaire et d'accroître le nombre de candidats potentiels, 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, et s'associent à des organismes tels que Femmes du nucléaire et Nouvelle génération du nucléaire en Amérique du Nord.

À EACL, les besoins en personnel possédant les habiletés requises sont comblés par concours interne et recrutement exogène, incluant des contrats avec des personnes expérimentées telles que des retraités d'EACL ou des titulaires de permis.

Programmes de formation externes

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, cent étudiants ont été diplômés de ce programme. Ces entreprises et la CCSN participent à établir le curriculum par l'entremise d'un comité consultatif de l'université.

L'UOIT comprend la Faculté des filières énergétiques et des sciences nucléaires et offre des diplômes de premier cycle (bachelier) et des cours au niveau de la maîtrise ainsi que des diplômes d'études supérieures en génie nucléaire, sciences des rayonnements et des domaines connexes. Un programme de doctorat est en cours d'élaboration. 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 qualifiés et en personnel d'exploitation.

Le Réseau d'excellence universitaire en génie nucléaire (UNENE) est une alliance entre universités (par exemple, l'UOIT), titulaires de permis de centrale nucléaire et organismes de réglementation et de recherche vouée au soutien et au perfectionnement de l'enseignement ainsi que de la capacité en matière de recherche dans le domaine nucléaire. Son principal objectif est d'assurer 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 au sein du 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 en nucléaire dans certaines universités pour y maintenir et y soutenir leur capacité. 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.

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 collecter les données fournies par les entreprises du secteur nucléaire canadien, les universités canadiennes et la CCSN.

Tous les titulaires de permis de centrale nucléaire et EACL 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, EACL organise sur une base régulière des séminaires sur des sujets spécifiques présentés par des personnes d'expérience d'EACL ainsi que des titulaires de permis et du milieu académique.

Programmes de maintien des compétences

Différentes initiatives sont présentement en cours afin de transmettre le savoir et ainsi palier la perte potentielle de connaissances critiques suite au départ d'une partie importante des travailleurs intellectuels du secteur nucléaire. À titre d'exemple, OPG a effectué un essai pilote d'un processus de maintien du savoir dans le domaine de l'ingénierie. Ce processus porte une attention particulière aux positions critiques, celles qui présentent le plus grand risque de perte de

connaissances, en assignant une plus grande priorité aux connaissances et habiletés les plus à risque et élaborant des mesures pratiques concrètes pour atténuer les pertes. Les trois activités principales de ce programme sont l'évaluation du risque de perte du savoir, l'élaboration d'une approche à suivre pour conserver les connaissances critiques, et la surveillance et l'évaluation du programme de maintien du savoir. L'évaluation du risque de perte du savoir consiste à attribuer une cote en fonction du temps qu'il reste avant la retraite ou le départ d'un employé et le niveau d'importance du poste pour en arriver à un facteur d'attrition total. Afin d'identifier les domaines de connaissances à risque et d'évaluer le niveau d'importance et les conséquences de la perte du savoir, des auto-évaluations des habiletés, des connaissances et des tâches ont été effectuées de même que des entrevues. Une priorité est assignée à ces domaines et différentes options pour maintenir le savoir ou atténuer la perte sont formulées. Un plan d'action comprendra une ou plusieurs des mesures suivantes :

- le mentorat et l'encadrement (incluant des employés récents ou anciens, avec peu ou beaucoup d'expérience) serviront au transfert des connaissances;
- l'embauche de nouveaux employés: l'embauche à l'interne ou à l'externe de personnes ayant peu ou beaucoup d'expérience, ou d'entrepreneurs;
- le partage des ressources entre différents départements;
- la codification: en documentant les processus, en préparant des listes de documents d'information et de référence, de guides et de critères techniques de référence, et par ingénierie inverse;
- la formation par l'entremise de la formation sur le tas, la rotation entre différents postes et l'enseignement dans des institutions reconnues à l'externe; et
- l'achat de l'expertise de conseillers ou d'agences de conception externes.

Les connaissances et habiletés sont maintenues en retenant à contrat les services de personnes expérimentées pour servir de mentor aux nouveaux employés de même que pour donner la formation aux employés sur les habiletés en demande ou à risque d'être perdues. EACL a aussi institué un processus officiel de mentorat pour son personnel subalterne.

EACL a établi des « centres d'excellence à petite échelle » dirigés par des personnes expérimentées d'EACL et dont la vocation principale est de maintenir les compétences de grande importance. Ces centres permettent aux chefs actuels sur le plan technique de préserver leurs connaissances et expérience et de les transmettre, par l'entremise de séminaires, de rencontres informelles et de sites Web, à des personnes choisies pour leur capacité à devenir de tels chefs. Présentement, ces centres portent une attention particulière aux habiletés de grande importance telles que les concepts relatifs aux systèmes de commande et de sûreté, les systèmes d'alimentation électrique, les structures des réacteurs, le maniement du combustible, les mécanismes de réactivité, l'intégrité des tuyaux d'alimentation et des générateurs de vapeur et les canaux de combustible.

EACL a également en place un programme intitulé « Collectivités d'intérêt » ayant pour but de préserver, maintenir et renforcer les connaissances actuelles du milieu de travail. Ce programme couvre habituellement les activités visant à préserver et partager les connaissances actuelles et du passé, à s'assurer que les normes, manuels et guides sont à jour, à élaborer de nouvelles normes et de nouveaux manuels, à renforcer les outils d'ingénierie, à rendre les processus d'ingénierie et de documentation plus efficaces, et à améliorer les méthodes et le matériel de formation.

Présentement, en plus d'un programme en matière de formation et de promotion de la carrière, le programme « Collectivités d'intérêt » couvre présentement l'équipement d'ingénierie, l'équipement rotatif, les vannes, les méthodes utilisées en physique des réacteurs, et les modalités de travail en génie civil et en génie des processus.

Maintien de la capacité en matière de recherche et développement

Outre les enjeux que représente le maintien des ressources humaines, des doutes ont été exprimés sur la capacité du financement de la recherche et développement (R-D) en matière d'énergie nucléaire à préserver et maintenir à flot les capacités de base en personnels et installations de R-D. Compte tenu de l'attention accrue portée à la production d'énergie nucléaire et à la réfection des centrales nucléaires, il est important de maintenir une capacité de base en R-D adéquate, de conserver les expertises et de former de futurs experts.

Fort de ce constat, le COG produit un rapport sur la capacité de R-D du secteur nucléaire canadien tous les trois ans. 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 2009 présentait une analyse de l'impact du financement de la R-D au cours des trois années précédentes (2006-2009), et des ressources prévues au cours des trois années suivantes (2009-2011). Le rapport de 2009 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 efficiente des installations nucléaires au fur et à mesure qu'elles vieillissent. Il est prévu que des initiatives, telles que celles ayant trait au maintien des compétences par la production de rapports à la fine pointe de la technologie et de documents d'assurance de la qualité 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 des compétences et l'élimination des cas d'expert unique auront des effets positifs à moyen et long termes.

Les programmes de R-D des centrales nucléaires canadiennes en place au cours de la période de référence sont décrits à l'appendice E. 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. Conformément à 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 rapporter à la CCSN les résultats importants du programme de R-D.

Bonne pratique G7 relevée lors de l'inspection de l'équipe du SEIR

« Les attentes de la CCSN relativement à la soumission de rapports périodiques sur les activités de recherche et de développement. »

Notée à titre de bonne pratique. Ces attentes ont pour but de s'assurer que la CCSN est pleinement informée des programmes de recherche des titulaires de permis, de sorte qu'elle puisse donner une orientation à ces programmes s'il est jugé qu'ils ont des lacunes. La CCSN va maintenir cette pratique.

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 déclassé. Ces facteurs peuvent comprendre les caractéristiques 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 améliorent la fiabilité du rendement des personnes effectuant 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 a appliqué les connaissances dans ce domaine ainsi que l'acceptabilité des programmes qu'il prévoit mettre en œuvre à cette fin.

La CCSN a distribué plusieurs guides d'application de la réglementation afin d'aider les titulaires de permis et les demandeurs de permis à planifier et exécuter les activités en matière de facteurs humains. De plus, un certain nombre de documents de la CCSN ont été élaborés afin de préciser des exigences spécifiques devant être tenues en compte à ce chapitre dans le cadre de projets de nouvelles centrales nucléaires et de prolongement de la durée de vie de centrales. La liste des documents pertinents comprend :

- *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); et*
- *Analyses de la sûreté pour les centrales nucléaires (RD-310).*

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 prolongement de la durée de vie de centrale et pour les projets de nouvelles centrales nucléaires. 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.

Le programme « Facteurs humains » constitue un des trois programmes du domaine de sûreté « Assurance du rendement », ce programme faisant l'objet d'une évaluation annuelle chez tous les titulaires de permis 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 le domaine de sûreté « Assurance du rendement » a été généralement satisfaisant. L'appendice F donne la définition des programmes et domaines de sûreté évalués par la CCSN et les cotes de rendement attribuées aux titulaires de permis au cours de la période de référence.

Au cours de la prochaine période de référence, le personnel de la CCSN continuera de définir les exigences en matière de facteurs humains devant servir à l'examen de demandes de permis pour la construction de nouvelles centrales nucléaires. De plus, les questions liées aux facteurs humains et organisationnels seront étudiées dans le cas des centrales nucléaires approchant la fin de leur vie mais pour lesquelles une réfection n'est pas prévue.

Les évaluations de la CCSN portant sur le programme « Facteurs humains » couvrent séparément les aspects suivants, ceux-ci étant décrits dans les alinéas qui suivent :

- les programmes relatifs au rendement humain;
- les facteurs humains et la conception;
- les interventions humaines et les analyses de sûreté;
- les procédures;
- l'organisation du travail et la conception des tâches;
- l'aptitude au travail;
- le rendement organisationnel; et
- la surveillance et l'amélioration du rendement.

12 a 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. 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 à l'amélioration.

Un programme d'amélioration du rendement humain élaboré d'une installation autorisée encourage l'évaluation de l'expérience d'exploitation (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 opérationnelles, des activités, des incidents et des événements (par exemple, 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 d'offrir un milieu d'apprentissage continu de sorte que tous les problèmes découlant d'erreurs humaines soient soulevés et réglés. Dans cette optique, ils veillent aussi à éviter le blâme et ainsi 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 12 a.

Les examens des programmes en matière de rendement humain effectués par le personnel de la CCSN sont axés de façon à s'assurer que les programmes des titulaires de permis sont exhaustifs, qu'ils comportent des stratégies, des politiques, des processus et des pratiques qui font la promotion de l'excellence au chapitre du rendement humain ainsi que des mécanismes de défense afin de prévenir et atténuer les conséquences des erreurs humaines et qu'ils sont mis en œuvre efficacement.

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'à son déclassement.

Des programmes en matière de rendement humain ont été élaborés dans chacune des centrales nucléaires canadiennes, mais ceux-ci ont atteint des niveaux de maturité différents. Présentement, ces programmes portent en grande partie une attention spéciale à la surveillance des comportements individuels et à l'usage d'outils favorisant la prévention des erreurs. On se concentre sur le respect des procédures, l'encadrement faisant la promotion d'une plus grande vigilance, etc. 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.

Le personnel de la CCSN est également à la recherche d'indicateurs précurseurs du rendement humain qui reflètent de manière juste le rendement en matière de sûreté, au lieu de se fier à des indicateurs tardifs (par exemple, le nombre de jours sans événements).

L'exigence pour les titulaires de permis d'avoir un programme documenté en matière de rendement humain deviendra une condition des permis à partir de 2010, au fur et à mesure que les permis d'exploitation des centrales nucléaires seront renouvelés.

12 b Facteurs humains et 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.

Le document RD-360 de la CCSN, *Prolongement de la durée de vie des centrales nucléaires*, décrit les attentes réglementaires devant être tenues en compte au début d'un projet de prolongement de la durée de vie. Pour se conformer à ces attentes, les titulaires de permis doivent déterminer jusqu'à quel point l'état et le rendement actuels de la centrale respectent les normes et pratiques présentement en vigueur et cerner tout facteur pouvant nuire à l'exploitation sûre à long terme. Au cours de la dernière période de référence, le personnel de la CCSN a collaboré avec les titulaires de permis menant des projets de prolongement de la durée de vie afin de s'assurer que les examens des facteurs humains par rapport aux normes modernes répondaient à ces attentes.

La CCSN a également distribué au cours de la période de référence le document RD-337, *Conception de nouvelles centrales nucléaires*. Ce document contient les exigences relatives aux facteurs humains se rapportant à la conception de nouvelles centrales nucléaires. Pour plus de renseignements, voir l'alinéa 18 (iii).

L'annexe 12 b décrit la façon dont les entreprises du secteur nucléaire au Canada tiennent compte des facteurs humains par l'entremise de l'IFH.

Les examens portant sur l'incorporation 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, de définir, analyser et concevoir un système et de vérifier et valider que la conception est acceptable. De plus, le personnel de la CCSN vise tout particulièrement à s'assurer que, dans le cadre du processus de conception, les facteurs humains sont tenus en compte de manière efficace par des spécialistes de ce domaine qui ont reçu la formation requise et qui sont qualifiés et compétents.

12 c Interventions humaines et analyses de sûreté

Les analyses de 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 intégrale 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 à l'intérieur du 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) b donne des renseignements supplémentaires sur les EPS.

Les études des dangers et de l'exploitabilité, les analyses des modes de défaillance et des incidences et les analyses des dangers sont d'autres types d'analyse de sûreté qui tiennent compte des interventions humaines.

Les titulaires de permis se servent de méthodes d'évaluation de la fiabilité humaine acceptées par l'ensemble de l'industrie dans le cadre de leurs EPS afin d'obtenir des estimés plus exhaustifs à l'égard de la probabilité du rendement des systèmes, y compris la probabilité d'erreurs humaines lors de séquences critiques. Les examens des interventions humaines effectués par le personnel de la CCSN ont porté particulièrement sur l'application, en salle de commande et en chantier, 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.

12 d 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 (par exemple, les opérateurs, le personnel d'entretien et celui effectuant les 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 faire la gestion à l'égard du respect des procédures.

12 e Organisation du travail et conception 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 à s'assurer 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. Le nombre de travailleurs et leurs qualifications doivent être adéquats de sorte à 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.

Des projets d'analyse des niveaux de dotation de l'effectif minimal par quart sont présentement en cours à deux centrales nucléaires, utilisant comme référence les attentes établies dans le document G-323. Des projets similaires seront entrepris aux autres centrales nucléaires au cours de la prochaine période de référence.

Les niveaux de dotation et les heures de travail dans les centrales peuvent être soumis à de fortes contraintes lors d'épidémies. En réponse à la pandémie de grippe H1N1, la CCSN a demandé aux titulaires de permis de soumettre des plans de préparation en cas de pandémie. Un examen de ces plans a permis de confirmer que des dispositions et des mesures pour assurer le maintien de l'effectif minimal par quart ont été mises en place par tous les titulaires de permis.

12 f Aptitude au travail

L'aptitude au travail est un vaste sujet comprenant les habiletés physiques et mentales, l'usage de substances pouvant avoir une incidence sur les activités physiques ou mentales et les attributs physiques et physiologiques nécessaires pour occuper un poste. L'aptitude au travail se définit

comme l'état des travailleurs capables sur les plans physique, physiologique et psychologique/mental d'effectuer les tâches de leur emploi 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 détecter 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.

Suite à la publication du document RD-204 de la CCSN, *Accréditation des personnes qui travaillent dans des centrales nucléaires*, le personnel de la CCSN a entrepris un projet visant à définir davantage les exigences relatives aux programmes en matière d'aptitude au travail et à leur champ d'application. Il a recueilli des renseignements au sujet des programmes relatifs à l'aptitude au travail auprès d'organisations présentant des risques élevés comparables, d'organismes de réglementation à l'étranger ainsi que de titulaires de permis de réacteur de puissance. Au cours de la prochaine période de référence, la CCSN fera une consultation auprès des parties intéressées, élaborera une proposition à l'égard d'une position réglementaire en matière d'aptitude au travail et surveillera les premiers efforts de mise en œuvre dans les centrales nucléaires.

12 g Rendement organisationnel

L'examen se rapportant au rendement organisationnel tient compte de l'incidence des structures de l'organisation, des rôles et responsabilités, des communications et des autres processus et politiques de travail en équipe sur le rendement en matière de sûreté des installations nucléaires canadiennes. 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 opérationnelles – peuvent avoir une incidence sur le rendement en matière de sûreté.

Les examens du rendement organisationnel effectués par le personnel de la CCSN visent principalement à s'assurer que les fonctions de sûreté et les éléments de la culture de sûreté, dont les structures, politiques et processus, ayant un impact sur le rendement humain contribuent à l'exécution des activités nucléaires de manière sûre. 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 auto-évaluations par les titulaires de permis.

L'alinéa 10 c décrit de façon plus détaillée l'évaluation du rendement organisationnel effectuée par la CCSN.

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'expérience d'exploitation 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 et il est donc important que les techniques d'étude des causes apparentes et d'analyse des causes fondamentales comprennent la détermination des facteurs humains et organisationnels qui ont pu contribuer à l'événement. L'examen d'un événement effectué par le personnel vise également à s'assurer que des plans d'action corrective exhaustifs et efficaces sont élaborés de façon systématique pour éliminer ses causes.

Les titulaires de permis ont élaboré un système de codes pour cerner les causes des conditions adverses. Afin de s'assurer que les conditions adverses et leurs tendances soient décelées efficacement, il est essentiel que les codes relatifs au rendement humain et organisationnel soient attribués aux causes des événements de manière adéquate et uniforme.

Article 13 – Assurance de la qualité

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.

13 a Mise en œuvre des systèmes de gestion et des programmes d'assurance de la qualité

Le *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I* exige que les titulaires de permis mettent en œuvre un programme d'assurance de la qualité pour chacune des phases suivantes du cycle de vie d'une centrale nucléaire :

- le choix de l'emplacement;
- la construction;
- l'exploitation (entretien, modification) et
- le déclassement.

Toute demande de permis relative à la préparation d'un site ou la construction d'une centrale nucléaire doit faire état du programme d'AQ proposé pour sa conception.

Au cours de la période de référence, sauf dans les cas mentionnés ci-après, les permis d'exploitation des centrales nucléaires citaient en référence l'ancienne collection de normes N286 de la CSA comme exigence pour les programmes d'AQ des réacteurs de puissance. Cette collection de normes comprend :

- *Exigences relatives au programme global d'assurance de la qualité des centrales nucléaires* (N286.0);
- *Assurance de la qualité de l'approvisionnement des centrales nucléaires* (N286.1);
- *Assurance de la qualité de la conception des centrales nucléaires* (N286.2);
- *Assurance de la qualité de la construction des centrales nucléaires* (N286.3);
- *Assurance de la qualité de la mise en service des centrales nucléaires* (N286.4);
- *Assurance de la qualité de l'exploitation des centrales nucléaires* (N286.5); et
- *Assurance de la qualité des programmes informatiques servant aux activités scientifiques, d'analyse et de conception relatives aux centrales nucléaires* (N286.7).

Les exigences de la collection de normes N286 portent sur les systèmes liés à la sûreté qui sont définis à l'annexe 13 a. Les titulaires de permis doivent faire état des articles, activités et procédés qui, suivant ces définitions, sont liés à la sûreté et la CCSN les examine pour déterminer s'ils sont acceptables.

Au cours de la période de référence, la transition de l'ancienne collection de normes N286 pour les programmes d'assurance de la qualité des réacteurs de puissance à la nouvelle norme N285-05 de la CSA, *Exigences relatives aux systèmes de gestion des centrales nucléaires*, s'est poursuivie. Cette nouvelle norme a été publiée en 2005 et a été mise à jour en 2007. Elle décrit

un ensemble plus grand d'exigences en matière de système de gestion. Un des buts principaux de la nouvelle norme est de favoriser l'exploitation sûre et sécuritaire des centrales nucléaires en portant une attention particulière au rôle joué par le personnel de la direction dans le contrôle et la gestion des modalités de travail. Tel qu'énoncé dans la norme N286-05 de la CSA, l'exploitation sûre et fiable des centrales nucléaires nécessite un engagement et la conformité à un ensemble de principes relatifs aux systèmes de gestion et, conformément à ces principes, la mise en œuvre d'une série de mesures planifiées et systématiques permettant d'atteindre les objectifs visés. Les principes, les mesures nécessaires pour les appliquer, et les documents qui les décrivent constituent le système de gestion.

La norme CSA N286-05 est fondée sur les 14 principes suivants d'un système de gestion :

1. les activités sont définies, planifiées et contrôlées;
2. l'organisation est définie et comprise;
3. le personnel possède les compétences pour effectuer son travail;
4. le personnel sait ce qu'on attend de lui;
5. les activités sont planifiées;
6. l'expertise est recherchée, partagée et utilisée;
7. l'information est communiquée en temps opportun aux personnes qui en ont besoin;
8. le rendement des activités est contrôlée;
9. la préparation et la diffusion des documents sont contrôlées;
10. le travail est vérifié afin de s'assurer qu'il est adéquat;
11. les problèmes sont identifiés et corrigés;
12. les modifications sont contrôlées;
13. des dossiers sont tenus à jour; et
14. des évaluations sont effectuées.

Les principes du système de gestion sont le fondement de toutes les exigences génériques dans la norme N286-05 de la CSA, celles-ci s'appliquant à tous les travaux, de même que d'un bon nombre des 30 exigences spécifiques. La norme contient également en annexes des exigences additionnelles à l'égard de la conception, de la gestion des achats et des matériaux, de la construction et de l'installation, de la mise en service, du déclassement et de la vérification des travaux.

Les exigences générales relatives à la tenue, l'indépendance, la fréquence, la portée et le moment opportun des vérifications par les titulaires de permis de leur propre système de gestion sont stipulées dans la norme N286-05 de la CSA. Un rapport des résultats d'une vérification doit être rédigé et ensuite examiné par un gestionnaire d'un niveau hiérarchique lui conférant des responsabilités qui lui permettront de prendre les mesures appropriées afin de régler les problèmes soulevés. Dans les centrales en exploitation, en plus des auto-évaluations et examens indépendants requis, l'équipe de la direction doit effectuer annuellement une évaluation officielle de l'efficacité du système de gestion.

Les permis d'exploitation des centrales Bruce-A et Bruce-B ont été renouvelés au cours de la période de référence et ils sont les premiers à citer en référence la norme N-286-05 de la CSA. Le système de gestion de Bruce Power est décrit à l'annexe 13 a.

Les autres titulaires de permis ont continué pendant la période de référence d'aligner leurs systèmes de gestion sur la norme N286-05 de la CSA. D'ici la fin de 2011, tous les permis d'exploitation des centrales nucléaires feront référence à cette norme. Dans le cas des projets de prolongement de la durée de vie et des demandes de permis pour une nouvelle centrale nucléaire, il faut également se conformer aux exigences de cette norme.

Tout le personnel dont le travail à une centrale nucléaire peut influencer sur la sûreté nucléaire doit se conformer aux exigences du système de gestion et du programme d'AQ. Ces exigences régissent également les travaux exécutés par des organismes externes ne faisant pas partie de l'organisation du titulaire de permis. S'il doit faire appel à une entreprise externe pour exécuter des travaux quelconques, le titulaire de permis doit veiller à ce qu'elle soit informée des exigences du système de gestion et d'AQ et qu'elle s'y conforme. Au fur et à mesure que les travaux progressent, le titulaire de permis effectue des examens, vérifications et inspections en temps réel pour s'assurer que le travail en cours d'exécution répond aux exigences. La fréquence de ces activités de vérification est déterminée par des facteurs tels que l'importance des travaux sur le plan de la sûreté et le rendement de l'entreprise.

Conformément à l'ancienne norme N286.1 de la CSA (ainsi que la norme N286-05 de la CSA), les titulaires de permis des centrales nucléaires au Canada utilisent des listes de fournisseurs approuvés. Les titulaires de permis canadiens s'assurent que les entreprises externes effectuant des travaux pouvant influencer sur la sûreté nucléaire ont un programme d'AQ en place ainsi qu'un certificat l'attestant. Les spécialistes en assurance de la qualité des services d'approvisionnement du titulaire de permis et du fournisseur obtiennent des copies du certificat et des manuels du programme et les évaluent par rapport aux normes nucléaires canadiennes pertinentes. De plus, à titre de membre d'organismes du secteur nucléaire, les titulaires de permis au Canada peuvent faire des vérifications des entreprises externes ou demander à des tierces parties de les faire. Par exemple, les titulaires de permis au Canada sont membres du Comité de vérification de l'approvisionnement CANDU et du Comité sur les questions d'approvisionnement nucléaire (Nord-américain), des organismes qui ont en place des programmes efficaces, sur les plans de la rentabilité et de la qualité, pour effectuer l'évaluation de fournisseurs d'articles et de services nucléaires liés à la sûreté. Les titulaires de permis ont accès aux rapports de vérifications antérieurs, ce qui permet de déterminer dans quelle mesure une entreprise respecte ses normes d'AQ et de comparer la conduite des vérifications aux normes canadiennes. Si des exigences quelconques ne sont pas tenues en compte dans des programmes d'entreprises externes, une demande d'action corrective est soumise afin que les programmes soient modifiés en conséquence.

13 b Évaluation par la CCSN des systèmes de gestion et des programmes de l'assurance de la qualité des titulaires de permis

Au-delà des examens et vérifications effectués en interne par le titulaire de permis, la CCSN examine de façon détaillée les documents qui servent à faire connaître au personnel les exigences du système de gestion. Une fois que le système est accepté, la CCSN exécute des vérifications en temps réel pour veiller à ce que le titulaire de permis et les autres organismes se conforment aux exigences. Fondées sur le rendement et ayant pour objectif de veiller à ce que la sûreté demeure au premier rang des priorités, ces vérifications servent à évaluer les aspects suivants des activités qu'accomplit le titulaire de permis à chaque phase des travaux :

- les méthodes de travail;
- les processus de gestion et les résultats obtenus; et
- la conformité globale.

Le rendement de tous les titulaires de permis relatif au programme « Gestion de la qualité », un des programmes du domaine de sûreté « Assurance du rendement », 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, sauf dans un seul cas en 2007, leur rendement dans le domaine de sûreté « Assurance du rendement » a été satisfaisant. Le rendement de tous les titulaires de permis relatif au programme « Organisation et gestion de la centrale », un des programmes du domaine de sûreté « Exploitation », est également évalué annuellement dans le cadre de cette évaluation intégrée. Au cours de la période de référence, sauf dans un seul cas en 2007, leur rendement était également satisfaisant dans ce domaine. 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 de l'appendice F.

Les troisième et quatrième rapports canadiens 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 13 b donne une mise à jour à ce sujet.

13 c Développements et transition vers un système de gestion

Le personnel de la CCSN continue de promouvoir et de participer à l'élaboration d'exigences relatives aux systèmes de gestion intégrée qui s'inspirent du document GS-R-3 de l'AIEA, *Le système de gestion pour les installations et les activités*. Le projet de norme de la CSA *Exigences relatives au système de gestion pour les installations et activités nucléaires* (CSA N286-11) sera disponible en 2010 pour consultation auprès des titulaires de permis et de la population, sa publication étant prévue en 2012. Cette norme s'appliquera aux titulaires de permis d'installations de catégorie IA, de même que d'installations de catégorie IB et de mines et d'usines de concentration d'uranium.

Il est prévu que les nouvelles exigences en matière de système de gestion intégrée seront appliquées de façon graduelle au cours des années. Les évaluations futures des titulaires de permis portant sur ces nouvelles exigences relatives aux systèmes de gestion intégrée seraient axées sur le rendement global en matière de sûreté, examineraient les liens entre le rendement humain, la gestion de la sûreté, la culture de sûreté et le système de gestion, et comporteraient une revue de la gestion des changements apportés à l'organisation, de la gestion du risque, du programme d'amélioration continue et de la gestion des ressources, ainsi que d'autres processus clés. Ceci permettrait d'intégrer l'évaluation portant sur des dispositions de cet article de même que des articles 10, 11 et 12.

Article 14 – Évaluation et vérification de la sûreté

Chaque Partie contractante prend les mesures appropriées pour qu'il soit procédé à :

- i) Des évaluations de sûreté approfondies et systématiques 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) Des vérifications par analyse, surveillance, essais et inspections 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

Évaluation par la CCSN des programmes des titulaires de permis relatifs aux analyses de sûreté

Le rendement de tous les titulaires de permis relatif au programme « Analyse de sûreté », un des programmes du domaine de sûreté « Conception et analyse », 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, leur rendement dans le domaine de sûreté « Conception et analyse » a été satisfaisant. 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 de l'appendice F.

Questions de sûreté relatives au réacteur CANDU

Des dispositions exhaustives à l'égard de l'évaluation et de la vérification de la sûreté des centrales nucléaires canadiennes ont permis de confirmer qu'elles continuent d'être exploitées de manière sûre. Ces évaluations et vérifications ont permis de déceler et de résoudre des questions de sûreté, certaines ayant 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, leur attribuer une priorité et les résoudre optimiserait les améliorations à la sûreté découlant de ces efforts.

Au cours de la période de référence, 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; et

- 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 ces questions n'empêchent pas de continuer 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 d'actions 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 décision en fonction du risque (voir l'alinéa 8.1 d) a été suivi pour traiter les questions susceptibles d'avoir une forte incidence sur la sûreté (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 négatifs sur l'environnement, ou toute combinaison de ces incidences.

L'annexe G donne une description plus détaillée des questions de sûreté relatives au réacteur CANDU et de leur catégorisation ainsi que des activités entreprises pour contrôler le risque associé à certaines de la catégorie 3.

La CCSN continuera à effectuer le contrôle réglementaire du processus de résolution des questions de sûreté importantes en faisant le suivi de la démarche adoptée d'un accord mutuel entre la CCSN et les entreprises du secteur nucléaire.

La liste des questions de sûreté relatives au réacteur CANDU dénombrées comprenait celles qui faisaient l'objet des dossiers génériques (DG). Les DG ont été utilisés comme outil de réglementation afin de définir l'étendue de certaines questions de sûreté, clarifier les préoccupations qu'elles soulèvent sur le plan technique, définir les exigences à satisfaire pour les régler et faire le suivi des progrès réalisés. La plupart des questions de sûreté faisant l'objet d'un dossier générique font partie des questions de sûreté CANDU; les autres sont sur le point d'être réglées (des renseignements supplémentaires sont donnés à la section G.4 de l'appendice G).

Question C-4 adressée au Canada lors de la quatrième réunion d'examen
« Définition et adoption d'une approche gagnante en ce qui concerne la marge de sûreté en cas de perte de caloporteur due à une rupture majeure (PERCARM) »

Les questions liées au coefficient de réactivité positive due au vide et aux marges de sûreté en cas d'une perte de caloporteur due à une rupture majeure (PERCARM) dans le cas des réacteurs CANDU ont été l'objet de certains DG. Ces questions sont maintenant traitées à titre de questions de sûreté CANDU de catégorie 3. La section G.2 de l'appendice G donne des détails

sur la façon par laquelle les questions se rapportant aux PERCARM sont en voie d'être réglées de manière systématique.

14 (i) a Évaluation déterministe de sûreté

Le paragraphe 5 (f) du *Règlement sur les installations de catégorie I* exige que le demandeur d'un permis de construction soumette un rapport préliminaire d'analyse de sûreté. Ce rapport préliminaire doit comprendre l'évaluation déterministe de sûreté, une étude probabiliste de sûreté (EPS) et une analyse des dangers. Les paragraphes suivants du *Règlement sur les installations de catégorie I* prescrivent les renseignements sur la conception qui doivent être soumis à l'appui d'une demande :

- paragraphe 5 (a) : 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 5 (b) : une description des caractéristiques environnementales de base de l'emplacement et des environs;
- paragraphe 5 (d) : une description des ouvrages à construire pour l'installation nucléaire, y compris leur conception et leurs caractéristiques de conception;
- paragraphe 5 (e) : une description des systèmes et de l'équipement qui seront aménagés à l'installation nucléaire, y compris leur conception et leurs conditions nominales de fonctionnement; et
- paragraphe 5 (g) : le programme d'assurance de la qualité proposé pour la conception de l'installation nucléaire.

Selon les paragraphes 6(a) et 6(b) du même règlement, la demande de permis d'exploitation d'une centrale nucléaire doit inclure une description des systèmes, des structures et de l'équipement qui seront aménagés à l'installation, y compris leurs caractéristiques de conception et leurs conditions nominales de fonctionnement. De plus, selon le paragraphe 6(c), la demande doit inclure un rapport final de l'analyse de sûreté démontrant que la conception de la centrale nucléaire est adéquate. Des précisions sur le contenu habituel d'un rapport d'analyse de sûreté se trouvent à l'annexe 14 (i) a.

Les outils et les méthodes utilisés par les titulaires de permis pour préparer un rapport d'analyse de sûreté ont fait leurs preuves à l'échelle nationale et internationale, et ils ont été validés en les comparant à des données d'essais et des solutions de référence pertinents. En plus de devoir satisfaire aux exigences en matière d'assurance de la qualité concernant les analyses de sûreté prescrites au paragraphe 5 (g) du *Règlement sur les installations de catégorie I*, toutes les centrales nucléaires en exploitation 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 au Canada.

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 sûreté, à moins d'indication contraire approuvée par écrit par le

tribunal de la Commission, déposer une mise à jour de la description de l'installation et de l'analyse de sûreté. Ce rapport doit comprendre les renseignements suivants:

- une description des changements à l'emplacement, aux structures, aux systèmes et aux composants de la centrale nucléaire, y compris les changements apportés à la conception des systèmes, structures et composants et à leurs conditions nominales de fonctionnement; et
- les analyses de 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.

Le personnel de la CCSN examine les rapports d'analyse de sûreté lorsqu'ils sont soumis. Au cours de la période de référence, les analyses de sûreté effectuées par les titulaires de permis ont démontré, selon la description qu'on en fait dans les rapports connexes, que les centrales nucléaires canadiennes disposaient de marges de sûreté acceptables.

Méthodes et critères d'acceptation relatifs aux analyses de 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 sûreté relatives à toute défaillance grave d'un système fonctionnel (défaillance simple) et à toute défaillance grave d'un système 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; et
 - la dose reçue par la population à risque ne dépasse pas 100 personnes-Sv; et
- 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 d'application de la réglementation 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 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 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 5 catégories, qui venaient ainsi remplacer les 2 catégories antérieures
 - défaillances simples et doubles;
- un examen des événements déclencheurs concevables combinés à des défaillances des systèmes 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.

Mise à jour des méthodes et critères d'acceptation relatifs aux analyses de sûreté

Au cours de la période de référence, la CCSN a continué de mettre à jour le cadre de réglementation des centrales nucléaires. Les documents suivants sont des exemples de documents de la CCSN contenant des mises à jour des exigences relatives à la conception et aux analyses de 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 sûreté à la conception, voir l'article 18);
- *Prolongement de la durée de vie des centrales* (RD-360); et
- *Analyse de la sûreté pour les centrales nucléaires* (RD-310, abordé ci-après)

La mise en œuvre de ces documents et d'autres permettra à la CCSN et aux parties intéressées de tenir compte de :

- des pratiques modernes en matière d'analyse de sûreté;
- du vieillissement de l'équipement;
- des projets de réfection; et
- des exigences en matière d'analyse dans le cas des nouvelles centrales nucléaires et l'adaptation de ces exigences aux centrales nucléaires actuelles.

Les titulaires de permis s'attachent actuellement à mettre à jour leurs analyses de sûreté et leurs rapports d'analyse de sûreté afin de les rendre conformes aux nouveaux documents. Pour leur mise en œuvre dans les centrales en service, une analyse des écarts est effectuée afin de donner la priorité aux activités d'analyse servant à éliminer les écarts et les lacunes décelés. Les questions les plus importantes seront 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 que la mise à jour de l'analyse de sûreté pour se conformer aux normes modernes soit réalisée avant la remise en service la centrale après la réfection.

Le nouveau document clé en matière d'analyse de sûreté, le RD-310, a été distribué au cours de la période de référence suite à de nombreuses consultations auprès des entreprises du secteur nucléaire et d'autres parties intéressées. Ce document, qui est aligné sur les normes

internationales en matière d'analyse de sûreté, 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 de sûreté. Le document RD-310 a pour objectifs de mettre à jour et d'améliorer la transparence et l'uniformité des activités d'analyse de sûreté servant de fondement à l'exploitation sûre des centrales nucléaires au Canada.

La CCSN a avisé toutes les centrales nucléaires au Canada qu'elles devaient planifier de se conformer au document RD-310 dont l'application devrait s'étaler sur un certain nombre d'années. Elle les a de plus avisées que l'application de ce document devrait se faire de façon uniforme dans tout le secteur nucléaire. Les permis d'exploitation qui seront renouvelés au cours de la prochaine période de référence exigeront un plan d'application du document RD-310. Toutes les nouvelles centrales nucléaires devront se conformer pleinement aux exigences du document RD-310.

Pour tenir compte de cette situation, les titulaires de permis, par l'entremise du Groupe des propriétaires de CANDU, ont établi un programme d'amélioration des analyses de sûreté pour éliminer les lacunes spécifiques que la CCSN a relevées à ce chapitre ainsi pour résoudre d'autres questions de sûreté d'importance pour les entreprises du secteur nucléaire. Bien qu'il soit reconnu que les dossiers de sûreté actuels ne sont pas remis en question, il est nécessaire de confirmer les marges de sûreté et le degré de prudence prévus dans les analyses de sûreté. Un des objectifs du programme d'amélioration des analyses de 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 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 sûreté;
- des études pilotes à Darlington concernant des pertes de contrôle de la réactivité et à Bruce-A concernant des pertes de débit dans le circuit caloporteur primaire;
- des évaluations des écarts entre les analyses dans les rapports d'analyse de sûreté actuels et les nouvelles exigences, suivies de l'exécution des actions requises pour les éliminer; et
- des améliorations de nature générale aux rapports d'analyse de sûreté.

Le choix des activités entreprises dans le cadre du programme d'amélioration des analyses de sûreté dépend du projet concernant les questions de sûreté relatives au réacteur CANDU décrit ci-avant et à l'appendice G. Il est donc prévu que les résultats de ce programme serviront à résoudre les questions de sûreté CANDU. Par exemple, l'incidence du vieillissement du circuit caloporteur primaire sur un événement de perte de régulation du réacteur est l'une des questions de sûreté CANDU de catégorie 3, autres que la PERCARM, décrites à la section G.3 de l'appendice G.

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 (servant pour les analyses de sûreté) afin d'acquérir la confiance nécessaire envers les résultats des analyses. Cependant, la validation des données, méthodes et programmes informatiques utilisés pour les analyses d'accident fait partie de la catégorie 3 des questions de sûreté CANDU (voir la

section G.3 de l'appendice G). Au cours de la période de référence, les entreprises du secteur nucléaire ont continué à faire des progrès en ce qui a trait à l'élargissement de la portée des activités de validation de ces programmes informatiques à toutes les applications. Le personnel de la CCSN a continué d'évaluer les travaux de validation actuels portant sur certains des principaux programmes informatiques et de surveiller la mise en œuvre du processus de validation établi par le secteur nucléaire.

Évaluation des risques d'incendie et analyses des arrêts sécuritaires en cas d'incendie

Une nouvelle version de la norme N293 de la CSA, *Protection contre l'incendie dans les centrales nucléaires CANDU*, a été publiée en 2007. Au cours de la période de référence, la nouvelle version a été incorporée à certains permis d'exploitation; les autres se référant toujours à la version de 1995 de cette norme. Les titulaires de permis de centrale nucléaire sont soit en voie d'effectuer un examen de la conformité aux exigences du code (analyse des écarts) et de réviser leurs évaluations des risques d'incendie et leurs analyses des arrêts sécuritaires en cas d'incendie à leurs installations, ou sont en voie d'initier des projets pour le faire. Ces analyses sont effectuées à l'aide de méthodes modernes afin d'évaluer la robustesse de la protection contre l'incendie, tout en tenant compte des connaissances actuelles et des meilleures pratiques du secteur nucléaire dans ce domaine.

14 (i) b Études probabilistes de sûreté

Les études probabilistes de sûreté (EPS) servent à remplir les trois fonctions suivantes :

- évaluer les conceptions actuelles de centrale nucléaire et celles de nouvelle centrale nucléaire afin de cerner leurs éléments de vulnérabilité importants, de façon à pouvoir confirmer que le niveau de défense en profondeur est suffisant et que les centrales satisfont aux objectifs de sûreté;
- évaluer l'impact des modifications à la conception et aux conditions d'exploitation;
- fournir des renseignements pour le processus PDFR (voir l'alinéa 8.1 d).

Tous les permis d'exploitation des centrales nucléaires, sauf celui de Pickering-A, comprennent une exigence d'effectuer une EPS en conformité au document de la CCSN S-294, *Études probabilistes de sûreté (EPS) pour les centrales nucléaires*. Ce document sera incorporé au permis de Pickering-A lorsque celui-ci sera renouvelé au cours de la prochaine période de référence.

Les titulaires de permis doivent développer, revoir périodiquement et mettre à jour leurs EPS au besoin et conjointement avec l'analyse déterministe de sûreté. L'état d'avancement de l'étude probabiliste de sûreté (EPS) à chacune des centrales nucléaires canadiennes est décrit à l'annexe 14 (i) b.

Le personnel de la CCSN examine les EPS, leurs méthodes et leurs mises à jour à l'aide de lignes directrices internationales largement acceptées afin de s'assurer qu'elles sont conformes aux exigences de la norme S-294. Au cours de la période de référence, le personnel de la CCSN a tenu compte d'éclaircissements apportés par les EPS pour évaluer dans quelle mesure l'exploitation des centrales nucléaires continue de se conformer aux exigences en matière de sûreté. Les résultats des EPS et des évaluations effectuées par le personnel de la CCSN indiquaient que les objectifs de sûreté étaient atteints.

Les titulaires de permis ont atteint différentes étapes de 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)).

Des développements récents ont révélé un usage grandissant des EPS pour effectuer le suivi du risque. Par exemple, un projet est en cours à Point Lepreau visant l'introduction d'un suivi du risque en ligne afin d'aider à la prise de décisions opérationnelles. Une analyse comparative a été effectuée par rapport à des outils similaires de suivi du risque utilisés par le secteur industriel, pendant que le développement du logiciel et la formation se poursuivent. Dans le même veine, la plus récente version de l'EPS de Darlington a servi au développement d'un outil informatique qui est utilisé régulièrement pour faire le suivi du risque, se servant de la fréquence de dommages importants au cœur, pendant les périodes à l'arrêt et lorsque le réacteur est à pleine puissance. On continuera de se servir de l'EPS pour améliorer les programmes opérationnels de suivi du risque et comme source de données pour les décisions concernant la réfection.

Les résultats des EPS sont également utilisés pour élaborer des lignes directrices pour la gestion des accidents graves (abordée à l'alinéa 19 (iv)) ou pour fournir des éclaircissements utiles au processus de réfection. Dans le cas des projets de réfection des centrales Point Lepreau et Bruce-A, les résultats des EPS ont servi à établir leur ampleur et à déterminer les améliorations devant être apportées à la sûreté de la centrale. L'alinéa 14 (i) c donne plus de renseignements sur les projets de réfection et des exemples de modifications de la conception qui ont été apportées pour tenir compte de questions soulevées par les EPS.

14 (i) c Projets de prolongement de la durée de vie : améliorations en matière de sûreté et application des études probabiliste de sûreté

Bonne pratique G-4 relevée au Canada lors de la quatrième réunion d'examen
 « L'utilisation d'examens intégrés de la sûreté (similaire à l'approche des BPS) pour décider de l'ampleur des améliorations en matière de sûreté à apporter, dans le cadre des réfections de centrale nucléaire ».

Question C-1 adressée au Canada lors de la quatrième réunion d'examen
 « Poursuite des travaux de réfection »

Le document RD-360 de la CCSN, *Prolongement de la durée de vie des centrales nucléaires*, a été distribué au cours de la période de référence. Il fournit des lignes directrices sur l'exécution des projets de réfection afin qu'ils soient conformes aux exigences réglementaires, et il décrit

l'examen intégré de sûreté (EIS) et le plan intégré de mise en œuvre correspondant. Pour plus de renseignements sur le document RD-360, voir l'alinéa 7.2 (i) b.

Conformément au document RD-360, les titulaires de permis planifiant un projet de prolongement de la durée de vie doivent effectuer un EIS fondé sur le guide NS-G-2.10 de l'AIEA couvrant les bilans périodiques de sûreté (BPS). Un EIS est une évaluation approfondie de la conception, de l'état et de l'exploitation d'une centrale. L'appellation EIS est utilisée parce que le BPS est effectué une seule fois pour un projet de prolongement de la durée de vie. Une 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'expérience d'exploitation au Canada et partout dans le monde, des nouvelles connaissances provenant des activités de recherche et de développement, et des progrès de la technologie.

La détermination de l'état des structures, systèmes et composants liés à la sûreté est une partie importante de l'examen. Cette activité, comprenant inspections et analyses, déterminera dans quelle mesure les composants devront être remplacés. Dans le cas de ceux qui ne seront pas remplacés, l'évaluation sert à mettre à jour ou élaborer des plans de gestion du cycle de vie qui serviront à faire le suivi de leur état afin de s'assurer qu'ils continuent à remplir la fonction pour laquelle ils ont été conçus.

Les facteurs de sûreté devant être couverts par un EIS sont énumérés dans le guide de sûreté NS-G-2.10 de l'AIEA se rapportant aux BPS. De plus, la portée d'un EIS doit inclure les domaines de sûreté et les programmes que la CCSN utilise pour la réglementation des centrales nucléaires (voir l'appendice F). Le tableau 3.14.1 du troisième rapport canadien illustre la concordance entre les facteurs de sûreté des BPS et ces domaines de sûreté et programmes. Un EIS devrait aussi couvrir toutes les questions de sûreté CANDU ainsi que les points à régler particuliers à la centrale et, dans la mesure du possible, apporter une solution pour chacun d'eux.

Le personnel de la CCSN a distribué à la fin de la période de référence des documents liés aux procédures d'examen pour le personnel afin de s'assurer que l'approche suivie pour effectuer la surveillance réglementaire des centrales nucléaires approchant la fin de leur durée de vie nominale (durée de vie prévue à la conception) est uniforme et transparente. Un processus, une procédure et des instructions d'examen ont été élaborés pour effectuer les évaluations techniques intégrées des EIS soumis par les titulaires de permis. Les procédures d'examen pour le personnel sont décrites de façon plus détaillée aux alinéas 7.2 (ii) a et 8.1 d.

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

Réfection de la centrale Bruce-A

La réfection des tranches 1 et 2 a débuté au cours de la période de référence dans le but de prolonger leur durée de vie et de poursuivre leur exploitation. Les travaux majeurs entrepris comprennent :

- le remplacement de composants du réacteur tels que les générateurs de vapeur, les tuyaux d'alimentation, les tubes de calandre et les canaux de combustible;
- la remise en état du turbo-alternateur;
- le remplacement des réchauffeurs de l'eau d'alimentation et des tubes du condenseur;
- la construction d'une salle de commande d'urgence; et
- l'entretien et la mise à niveau du système de distribution électrique.

Pour effectuer la réfection des tranches 1 et 2 de la centrale Bruce-A, Bruce Power utilise comme guide le document d'application de la réglementation RD-360 de la CCSN, *Prolongement de la durée de vie des centrales nucléaires*. Bruce Power a effectué une évaluation approfondie de la sûreté et distribué un rapport d'un EIS.

Réfection de la centrale Point Lepreau

La réfection de la centrale Point Lepreau a débuté au cours de la période de référence afin de prolonger sa durée de vie et de poursuivre son exploitation. Les travaux majeurs effectués ou en cours comprennent :

- le réacteur a été arrêté et vidé de combustible et les systèmes ont été placés dans l'état voulu lorsque la centrale est dans un état de fermeture temporaire;
- les tuyaux d'alimentation d'entrée et de sortie ainsi que les canaux de combustible ont été enlevés et les déchets provenant des activités de remplacement de tubes ont été transportés et entreposés à l'installation de gestion des déchets radioactifs sur le site;
- différentes inspections et activités de nettoyage ont été effectuées et l'installation des tubes de calandre est en cours; et
- l'installation des tuyaux d'alimentation supérieurs est également en cours.

En plus des activités de remplacement de tubes, différentes mises à nouveau servant à améliorer la sûreté ont également été effectuées à la centrale, leur mise en service ayant atteint différentes étapes. Certaines de ces mises à niveau sont énumérées à l'annexe 14 (i) c, à titre d'exemple.

Réfection de la centrale Pickering-B : étude de faisabilité et décision

Au cours de la période de référence, OPG a terminé son étude de faisabilité de la réfection de la centrale Pickering-B, se servant en partie d'information provenant d'un EIS. OPG a demandé à l'AIEA d'examiner le processus d'EIS et de vérifier si le rapport de l'EIS était complet et exhaustif, en se fondant sur le guide de sûreté NS-G-2.10 de l'AIEA et sur d'autres normes de sûreté de l'AIEA. L'examen effectué par l'AIEA a permis de conclure que l'EIS effectué à Pickering-B était pleinement conforme au document NS-G-2.10 et qu'il avait permis d'évaluer de façon systématique la possibilité de prolonger l'exploitation de la centrale au-delà de la durée de vie prévue et de déterminer les mesures requises pour la réfection.

OPG a annoncé en 2010 que la réfection de la centrale Pickering-B n'aurait pas lieu et que celle-ci entreprenait plutôt sa dernière décennie en exploitation. Puisque les quatre tranches

approchent la fin de leur durée de vie prévue au moment de la conception, on a demandé à OPG de préparer un plan d'exploitation couvrant la fin de la vie utile de cette centrale. En parallèle et dans le but de les incorporer à son cadre de réglementation, la CCSN a formulé des attentes à l'égard de l'exploitation d'une centrale nucléaire au-delà de sa durée de vie nominale. La révision du document RD-360 de la CCSN (abordé à l'alinéa 7.2 (i) b) présentement en cours tient compte de telles attentes. Pour tenir compte de la possibilité de poursuivre l'exploitation de la centrale Pickering-B au-delà de sa durée de vie nominale, il est prévu qu'OPG inclura les informations suivantes dans son plan d'exploitation couvrant la fin de sa vie utile :

- pour chacune des tranches, des caractéristiques relatives à la fin de la durée de vie nominale et à la fin de la période d'exploitation;
- des données sur les évaluations de l'état de l'équipement et la démonstration de l'aptitude fonctionnelle de la centrale;
- une liste des améliorations à la sûreté qui seraient apportées en fonction des évaluations de l'état de l'équipement; et
- des renseignements sur le stockage sûr du combustible, le plan préliminaire de déclassement et le plan préliminaire de restauration du site.

L'EIS de la centrale Pickering-B fournira des données de grande valeur pour le plan d'exploitation couvrant la fin de sa vie utile.

14 (i) d Examen de la possibilité d'adopter les bilans périodiques de sûreté pour les réacteurs en service

Question C-5 adressée au Canada lors de la quatrième réunion d'examen
 « Poursuite des discussions concernant la mise en œuvre possible des bilans périodiques de sûreté (BPS) »

Les rapports précédents du Canada mentionnaient que, dans le cadre du processus de renouvellement des permis d'exploitation des centrales nucléaires, la CCSN et les titulaires de permis effectuent déjà des évaluations de la sûreté similaires, de par leur nature et leur intention, aux bilans périodiques de sûreté (BPS) décrits dans les documents de l'AIEA. De plus, le troisième rapport du Canada donnait un tableau comparatif des facteurs de sûreté des BPS de l'AIEA (tirés du document NS-G-2.10 de l'AIEA) par rapport aux exigences canadiennes se rapportant à la délivrance de permis et à la réfection et concluait que les deux approches sont alignées.

La possibilité d'effectuer des BPS pour les centrales nucléaires est l'activité première d'une initiative plus vaste traitant de la possibilité de rendre leur mise en œuvre obligatoire pour toutes les installations de catégorie I 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 l'évaluation des répercussions d'incorporer officiellement les BPS au processus de réglementation canadien dans le cas de la délivrance de permis de centrale nucléaire. 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. Il a été

conclu que l'application de la méthode de l'AIEA relative aux BPS apporterait certains bénéfices à l'égard, entre autres, de la surveillance des centrales nucléaires par l'organisme de réglementation. De plus, cette conclusion a été corroborée par l'expérience d'autres pays qui utilisent les BPS, par des consultations dans le cadre de forums nationaux et internationaux et par une étude approfondie effectuée par un conseiller.

Au cours de la période de référence, plusieurs initiatives importantes ont été réalisées qui faciliteront la mise en œuvre des BPS, si la décision est prise de les adopter. Ces initiatives portaient sur :

- la définition du fondement d'autorisation (voir l'alinéa 7.2 (ii) a);
- le projet d'amélioration des permis (nouvelle présentation et l'ajout d'un manuel des conditions du permis, tel que décrit à l'alinéa 7.2 (ii) d);
- l'application plus répandue du processus de prise de décision en fonction du risque (PDFR, tel que décrit à l'alinéa 8.1 d); et
- le développement et la maturation des systèmes de gestion des titulaires de permis (voir l'alinéa 13 b).

Une décision sur l'introduction des BPS doit tenir compte de facteurs tels que la fréquence à laquelle le public peut participer au processus réglementaire, l'efficacité et l'efficience des changements proposés, le fardeau de travail additionnel que devraient possiblement supporter l'organisme de réglementation et les titulaires de permis ainsi que la présence de toutes les assises nécessaires, au sein des unités organisationnelles de la CCSN et des titulaires de permis, pour permettre la mise en œuvre d'une telle approche.

Il est prévu que la Commission étudiera la possibilité d'adopter les BPS au Canada en 2010, y compris des échéanciers possibles de mise en œuvre. Si le tribunal de la Commission demande au personnel d'adopter les BPS, il est prévu que leur introduction et leur application s'étaleraient sur plusieurs années.

Recommandation R5 résultant de l'inspection de l'équipe du SEIR

« 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. »

La CCSN entreprendra une approche en vue d'introduire les BPS pour les installations de catégorie I (proportionnée aux risques que présente chacune des installations). Les efforts de la CCSN reposeront sur l'expérience de l'usage des EIS acquise jusqu'à maintenant dans le cadre des projets de réfection, complétés, en progrès ou en voie de planification, concernant l'ensemble des centrales nucléaires actuelles. L'application unique du processus des BPS de l'AIEA, décrite dans le document de l'AIEA NS-G-2.10, dans le cadre d'un projet de prolongement de la durée de vie d'une centrale est appelée EIS. Il est prévu que si un tel processus était adopté au Canada, son introduction et sa mise en œuvre s'étaleraient sur plusieurs années. La décision au sujet de l'adoption des BPS relève ultimement du tribunal de la Commission.

Suggestion S6 résultant de l'inspection de l'équipe du SEIR

« 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). »

Si les BPS sont adoptés, la CCSN préparera une stratégie de mise en œuvre exhaustive en se fondant sur les guides pertinents de l'AIEA. Le projet de mise en œuvre des BPS tirera profit :

- des renseignements et documents à la disposition de la CCSN ainsi que des documents pertinents de l'AIEA, particulièrement l'adoption, lorsque approprié, des EPS à titre d'éléments importants des BPS;
- de l'expérience de la mise en œuvre des EIS acquise jusqu'à maintenant (voir l'article 14 (i) c) dans le cadre des projets de redémarrage réalisés et des projets de prolongement de la durée de vie qui sont présentement en cours;
- de l'expérience internationale et des leçons tirées de la mise en œuvre des BPS;
- d'échanges actifs avec des organismes de réglementation à l'étranger, pendant la préparation de la stratégie détaillée de mise en œuvre ;
- de l'intégration, de manière régulière et uniforme, des données provenant des entreprises du secteur nucléaire; et
- des résultats du projet d'amélioration des permis.

14 (ii) Vérification de la sûreté

Au Canada, les titulaires de permis mettent en œuvre différents programmes pour vérifier la sûreté de leurs installations. Ceux-ci comprennent les programmes d'essais (voir l'alinéa 14 (ii) a), de gestion du vieillissement (voir l'alinéa 14 (ii) b), et de maintien de la qualification environnementale (voir l'alinéa 14 (ii) c).

14 (ii) a Les essais

Les permis d'exploitation des centrales nucléaires au Canada comportent des exigences générales relatives à la fiabilité de l'équipement, par renvoi au document S-98 de la CCSN, *Programmes de fiabilité pour les centrales nucléaires* (pour plus de renseignements, voir l'alinéa 19 (iii)). Ces permis citent également plusieurs documents qui contiennent de nombreuses exigences à l'égard des essais des systèmes et composants liés à la sûreté. Par exemple, les documents suivants stipulent les exigences ayant trait aux essais des systèmes spéciaux de sûreté :

- le document de la CCSN intitulé *Les normes des systèmes de confinement des centrales nucléaires CANDU* (R-7);
- le document de la CCSN intitulé *Les normes des systèmes d'arrêt d'urgence des centrales nucléaires CANDU* (R-8); et
- le document de la CCSN intitulé *Les normes des systèmes de refroidissement d'urgence du cœur des centrales nucléaires CANDU* (R-9).

Tel que décrit au prochain alinéa, les titulaires de permis mettent en œuvre des programmes d'inspections périodiques pour les composants et systèmes critiques. Tous les permis d'exploitation

des centrales nucléaires citent les exigences de la norme de la CSA N285.4, *Inspection périodique des composants des centrales nucléaires CANDU*. Plusieurs autres normes de la CCSN mentionnées dans le présent rapport contiennent également des exigences spécifiques en matière d'essai. Les systèmes de gestion, les politiques ainsi que les programmes et procédures opérationnels en place dans les centrales nucléaires tiennent compte de ces différentes exigences à l'égard des essais.

Des milliers d'essais liés à la sûreté sont effectués à 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 le fonctionnement 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 structures, systèmes et composants (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 service au Canada a mené à l'élaboration d'un nombre de programmes de gestion du vieillissement qui ont été documentés et officialisés. Ces programmes stipulent 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 prescrites 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 incorporer 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 tuyaux d'alimentation, les canaux de combustible et les générateurs de vapeur sont inspectés lors des arrêts et il n'est pas permis de redémarrer jusqu'à ce qu'il soit confirmé que les résultats sont acceptables. Certains des programmes de gestion du vieillissement mis en œuvre par les titulaires de permis au cours de la période de référence comprenaient ceux décrits dans les paragraphes qui suivent. Une proposition d'ajout au cadre de réglementation de la CCSN d'un document sur la gestion du vieillissement des centrales nucléaires est également décrite ci-après.

Plan de gestion de la détérioration des matériaux du circuit caloporteur primaire

Ce plan est un document d'ensemble donnant un sommaire des responsabilités, des exigences de conception, de l'expérience d'exploitation, des mécanismes de dégradation et des normes

d'acceptation à l'égard des structures et composants du circuit caloporteur primaire (CCP). Il comprend également une description de la stratégie de gestion de la détérioration des matériaux du CCP, une énumération des sous-programmes spécifiques à certains composants et une explication des liens importants entre les différents programmes et processus de la centrale.

Plan de gestion des tuyaux d'alimentation

Ce programme permet de diminuer les risques liés aux mécanismes de détérioration des tuyaux d'alimentation et à leur vieillissement. Il comprend une revue des facteurs contributifs et des taux de dégradation et de défaillance prévus servant à élaborer la stratégie d'entretien. Des éléments spécifiques des programmes d'inspection et de maintenance y sont décrites, incluant les exigences de remplacement des composants et les inspections de l'épaisseur de la paroi, de même que des programmes pour atténuer les effets des mécanismes de corrosion accélérée par l'écoulement, de dégradation préférentielle des soudures, d'usure de contact et de fissuration.

Plan d'inspection des canaux de combustible et de gestion de leur cycle de vie

Ce plan prévoit une revue des mécanismes de détérioration des canaux de combustible pouvant possiblement raccourcir leur durée de vie. Il couvre également les stratégies établies afin de s'assurer que les effets du vieillissement sur les composants sont surveillés et contrôlés efficacement. Il aborde aussi les mécanismes possibles de détérioration tels que les variations dimensionnelles dues aux conditions d'exploitation (dilatation axiale et diamétrale, amincissement de la paroi et affaissement des tubes), l'absorption de deutérium, les variations de la résistance aux fractures dues aux conditions d'exploitation et à l'altération des propriétés des matériaux, les contacts entre tubes de force et tubes de calandre dus à des variations dimensionnelles et à des déplacements de ressorts bracelets et la possibilité de formation d'ampoules ainsi qu'à des dommages à la surface intérieure des tubes occasionnés par les activités de rechargement.

La corrosion accélérée par l'écoulement

Ce programme vise à répertorier les systèmes de tuyauterie du côté secondaire (non nucléaire) susceptibles de détérioration par corrosion accélérée par l'écoulement. Ce programme repose sur le logiciel CHECWORKS de l'Electrical Power Research Institute qui sert à évaluer les taux d'usure prévus de même que la durée de vie utile qui reste. Un logiciel d'un sous-programme est utilisé pour les tuyauteries qui ne peuvent être simulées à l'aide de CHECWORKS à cause de conditions de fonctionnement et de géométries hors dimensions (telles que les conduites contenant de l'humidité ou des gaz incondensables et celles avec des raccords mitres).

Plan de gestion des générateurs de vapeur

Ce programme sert à diminuer les risques liés au vieillissement des générateurs de vapeur et à leurs mécanismes de détérioration, et incluent des mesures prises pour détecter ces mécanismes, les enregistrer, en suivre la tendance et en atténuer les conséquences. Le programme 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 R-7 de la CCSN, *Les normes des systèmes de confinement des centrales nucléaires CANDU*, et le document N287.7 de la CSA, *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*, contiennent des exigences concernant la conception, la construction, la mise en service et les inspections en cours de fonctionnement des enceintes de confinement en béton (ECB). Une condition des permis d'exploitation de centrale nucléaire a trait à l'élaboration et la mise en œuvre, en cours de fonctionnement, d'un programme d'inspections périodiques des ECB. Les titulaires de permis doivent effectuer, à des intervalles donnés en cours de fonctionnement, des inspections et des essais périodiques des ECB afin de s'assurer que leur intégrité structurale et leur étanchéité sont maintenues. Ils soumettent les résultats des inspections et des essais, ainsi que l'évaluation qu'ils en font, à l'organisme de réglementation à des fins d'examen. Si les résultats des inspections révèlent une tendance négative, l'organisme de réglementation 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, *Inspections périodiques des composants de confinement des centrales nucléaires CANDU*, stipule des exigences additionnelles en matière d'inspection des composants des enveloppes de confinement.

Remplacement des composants

Les entreprises du secteur nucléaire canadien ont pris un certain nombre d'initiatives afin de faire face à la difficulté possible de se procurer des pièces de remplacement pour les centrales nucléaires vieillissantes. Une entente conjointe d'approvisionnement permet à ces entreprises d'acquérir à leur bénéfice mutuel un nombre de pièces de remplacement par l'entremise du Groupe des propriétaires de CANDU (COG), en créant une demande suffisante pour inciter les manufacturiers à produire les pièces requises. Ces entreprises ont également développé une certaine capacité d'effectuer l'ingénierie inverse nécessaire et de fabriquer des pièces de remplacement qui ne sont plus disponibles. Les permis des centrales nucléaires au Canada contiennent des exigences en matière d'assurance de la qualité qui stipulent que les programmes de qualité des fournisseurs doivent être examinés afin de s'assurer que les produits livrés sont de qualité et qu'ils le sont au niveau approprié.

En plus des processus décrits ci-avant, les titulaires de permis et l'EACL ont élaboré des processus et des procédures qui permettent de remplacer ou substituer des composants d'équipement obsolètes par des composants ayant une forme, des dimensions et une fonction équivalentes ou qui sont des composants de remplacement presque identiques. Les spécifications techniques exigent que les composants de remplacement satisfassent à toutes les exigences de conception et à tous les codes et normes applicables. Ce processus a été particulièrement utile pendant les projets relatifs à la qualification environnementale décrits à l'alinéa suivant.

Proposition d'ajout au cadre de réglementation de la CCSN d'un document relatif à la gestion du vieillissement des centrales nucléaires

Plusieurs centrales nucléaires au Canada approchent la fin de leur durée de vie utile prévue initialement et certains titulaires de permis réalisent présentement des projets de réfection afin que leur exploitation soit prolongée d'une durée allant jusqu'à 30 ans. Le prolongement de la

durée de vie utile dépend entre autres de l'état physique de la centrale qui, à son tour, dépend fortement de la qualité du contrôle et de la gestion du vieillissement. La CCSN élabore présentement le document RD-334, *Gestion du vieillissement des centrales nucléaires*, qui stipulera certaines des exigences réglementaires à l'égard de la gestion du vieillissement. Les exigences proposées dans le document RD-334 sont conformes aux lignes directrices du guide de sûreté NS-G-2.12 de l'AIEA, *Ageing Management for Nuclear Power Plant*.

Le document RD-334 met l'emphase sur le besoin de tenir compte de la gestion du vieillissement tôt et de façon proactive à chacune des étapes du cycle de vie d'une centrale : conception, fabrication, construction, mise en service, exploitation, prolongement de la durée de vie et déclassement. Il contient également des exigences relatives à la mise en place, la mise en œuvre et l'amélioration de programmes intégrés de la gestion du vieillissement, en appliquant une approche systématique et intégrée. Il précise qu'un tel programme devrait couvrir les dispositions organisationnelles, la gestion des données, le choix des SSC, les processus d'évaluation du vieillissement et de l'état de l'équipement, la documentation requise, les interfaces avec des programmes d'autres domaines en appui ainsi que les mécanismes d'examen et d'amélioration du programme.

Il est prévu que, plus tard, le document RD-334 sera cité en renvoi dans les permis d'exploitation des centrales nucléaires et qu'il servira de fondement aux activités de conformité de la CCSN relatives à la gestion du vieillissement. Entre temps, la CCSN a conseillé aux titulaires de permis de se conformer au guide de sûreté NS-G-2.12 de l'AIEA.

14 (ii) c Projets de mise à jour et de maintien de la qualification environnementale

Question C-2 adressée au Canada lors de la quatrième réunion d'examen
« Confirmation de la qualification environnementale des systèmes de sûreté et des systèmes liés à la sûreté »

Les exigences en matière de qualification environnementale sont stipulées dans le document N290.13 de la CSA, *Qualification environnementale des équipements pour les centrales nucléaires CANDU*. Ce document est en voie d'être incorporé aux permis d'exploitation des centrales nucléaires au moment de leur renouvellement. À la fin de la période de référence, la plupart de ces permis contenait l'exigence de se conformer à la norme N290.13.

Tel que souligné dans le troisième rapport canadien, tous les titulaires de permis ont commencé au cours des années 1990 des projets afin de s'assurer que la qualification environnementale des systèmes de sûreté et des systèmes liés à la sûreté est adéquate pour faire face à toutes les conditions pouvant se manifester lors d'accidents de dimensionnement.

Au cours de la période de référence, ces projets ont été remplacés par des programmes réguliers afin de maintenir de façon systématique (et, si nécessaire, mettre à jour) la qualification environnementale des systèmes de sûreté et liés à la sûreté. Ces programmes comprennent habituellement des mécanismes de gouvernance, une liste de l'équipement devant maintenir une qualification environnementale, de la formation pour le personnel, des documents donnant le

fondement technique et des processus pour traiter les questions émergentes afin de s'assurer que la gestion des questions techniques relatives à la qualification environnementale se fasse en temps opportun.

Au chapitre de la qualification environnementale, des activités d'ampleur particulièrement importante ont été entreprises à la centrale Darlington pour respecter un engagement pris auprès de l'organisme de réglementation au cours de la période de référence précédente. Par exemple, différentes mises à niveau de la qualification environnementale de l'équipement ont été effectuées, telles que celles visant à améliorer la protection contre la vapeur lors d'accidents. Il est prévu que le reste du travail sera effectué au cours de la prochaine période de référence de façon à satisfaire aux exigences de la norme N290.13-05 de la CSA.

En plus d'inspections régulières des systèmes de sûreté et liés à la sûreté, la CCSN a continué d'effectuer le suivi des progrès réalisés dans la mise en œuvre de ces programmes.

14 (ii) d Surveillance externe indépendante du rendement en matière de sûreté

Évaluations menées par l'Association mondiale des exploitants de centrales nucléaires (WANO)

Toutes les entreprises du secteur de l'énergie nucléaire au Canada sont membres de WANO. Chacune d'elles invite WANO à organiser des évaluations par des pairs dans les centrales nucléaires approximativement tous les deux ans pour examiner le rendement en comparaison aux normes internationales et cerner les domaines nécessitant des améliorations.

De telles évaluations par des pairs sont initiées par un titulaire de permis de centrale nucléaire qui invite une équipe, composée d'environ 20 personnes assemblée par WANO, à séjourner pendant deux semaines à une centrale pour y observer le personnel au travail, pour y mener des entrevues et pour en examiner les documents. Tous les domaines sont examinés afin de déterminer leur conformité à un ensemble spécifique d'objectifs et de critères de rendement de WANO.

Les évaluations par des pairs suivantes, conduites sous les auspices de WANO, ont eu lieu au cours de la période de référence :

- Bruce-B septembre 2009
- Pickering-A juin 2009
- Pickering-B juillet 2008
- Darlington juin 2007 et novembre 2009
- Gentilly-2 février 2008
- Point Lepreau octobre 2007

Les évaluations par des pairs suivantes, conduites sous les auspices de WANO, sont prévues pour la prochaine période de référence :

- Bruce-A septembre 2010
- Pickering-A juin 2011
- Pickering-B février 2011
- Darlington 2012 (date à confirmer)
- Gentilly-2 mars 2011 (provisoire)

- Point Lepreau douze mois après la fin des travaux de réfection

14 (ii) e Vérification de la sûreté par le personnel de la CCSN

La CCSN délivre habituellement les permis d'exploitation de centrale nucléaire pour des périodes de cinq ans (voir l'alinéa 7.2 (ii) d). Cependant, les rapports d'analyse de sûreté et les études sur la fiabilité des systèmes de sûreté sont examinés régulièrement, habituellement à une fréquence supérieure à celle du renouvellement des permis d'exploitation.

En vertu de la norme S-99 (voir l'alinéa 7.2 (iii) b), les titulaires de permis présentent aussi à la CCSN des rapports sur les incidents ainsi que des rapports trimestriels et annuels sur des points comme les indicateurs de rendement, les inspections périodiques, l'état des enveloppes de pression, la radioprotection et la fiabilité. Les situations les plus importantes sur le plan de la sûreté font l'objet d'examens spéciaux ou d'inspections circonscrites, lesquels soulèvent souvent des points à régler traités par des mesures correctives particulières, dans les cas d'événement touchant une seule centrale, ou par le biais des DG.

Les permis délivrés par la CCSN exigent l'examen et l'approbation des modifications apportées à des éléments du fondement d'autorisation (défini à l'alinéa 7.2 (ii) a), comme celles aux structures, systèmes et composants (SSC) de sûreté et liés à la sûreté, aux documents et limites d'exploitation et à d'autres documents spécifiés. La CCSN peut donc vérifier que toute modification proposée aux SSC, aux procédures d'exploitation ainsi qu'aux autres limites d'exploitation ne réduira pas de façon importante les marges de sûreté courantes convenues au moment de la délivrance du permis.

En plus de ces types d'évaluation, des membres du personnel de la CCSN sont en poste à chacune des centrales nucléaires de façon permanente (tel que décrit à l'alinéa 8.1 b) afin de surveiller les activités d'exploitation, de vérifier la sûreté et d'effectuer un large éventail d'inspections sur une base fréquente.

La CCSN prépare un rapport annuel sur le rendement en matière de sûreté de toutes les centrales nucléaires au Canada. L'*Évaluation intégrée en matière de sûreté des centrales nucléaires au Canada par le personnel de la CCSN* intègre les renseignements rassemblés par le personnel de la CCSN lors de ses activités de vérification des centrales nucléaires et utilise le système de cotes décrit à l'appendice F pour faire un sommaire des résultats des évaluations du rendement de chacune d'elles à l'égard des programmes et domaines de sûreté. Au cours des trois années de la période de référence, toutes les centrales nucléaires ont répondu aux exigences de la CCSN et à ses attentes en matière de rendement pour tous les domaines de sûreté, sauf pour un très petit nombre d'exceptions. Les cotes intégrées de rendement des centrales, attribuées pour la première fois en 2008, ont soit été « Entièrement satisfaisant » ou « Satisfaisant » pour toutes les centrales nucléaires en 2008 et 2009. Des renseignements sur le système d'attribution de cotes de rendement de la CCSN sont donnés à l'appendice F, incluant un tableau sommaire des cotes attribuées au cours de la période de référence. Dans le cas de certains domaines de sûreté, ces cotes sont également mentionnées dans des sections spécifiques du présent rapport, lorsque approprié.

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.

15 a 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; et
- pour les personnes qui ne sont pas des travailleurs du secteur nucléaire (le public) : 1 mSv par année.

Le paragraphe 3 (1) 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 déterminer et prendre des mesures pour rétablir l'efficacité du programme de radioprotection. Les permis d'exploitation des centrales nucléaires 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 la connaissance qu'un seuil d'intervention a été atteint. 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 15 a fourni 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 de déclenchement.

Le document d'application de la réglementation 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*, a été distribué au cours de la période de référence précédente. Il 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 aux installations nucléaires de catégorie I et aux mines et usines de concentration d'uranium. À la fin de la période de référence, le document S-296 avait été incorporé aux permis d'exploitation des centrales Bruce-A et Bruce-B. La CCSN planifie de les insérer aux autres permis d'exploitation au cours de la prochaine période de référence.

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 établissent, 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 objectifs 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; et

- 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 se conformer au principe ALARA, les programmes des titulaires de permis prévoient :

- 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; et
- la planification pour faire face aux situations inhabituelles.

L'annexe 17 (iii) a donné un exemple des mesures prises par un titulaire de permis pour protéger l'environnement (une diminution de l'afflux et de l'entraînement du poisson)

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 des programmes de radioprotection et de protection de l'environnement des titulaires de permis 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 et les intervenants du domaine des services de dosimétrie; et
- 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.

15 b Radioprotection des travailleurs et application du principe ALARA

Stratégies 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 suivantes 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.

Les permis d'exposition stipulent des limites de dose pour tous les travaux radiologiques planifiés et émergents. Les limites de dose pour des tâches données sont déterminées à l'aide de l'expérience d'exploitation, de listes de contrôle servant à la planification des travaux et de tournées d'inspection pour déceler les risques d'exposition. Les sections dans les centrales

nucléaires chargées de l'application du principe ALARA évaluent les limites de dose pour s'assurer qu'elles se conforment à ce principe avant que les permis d'exposition 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 aident à réduire les doses en rendant possible le suivi de celles-ci par tâche, permettant ainsi d'aborder les particularités en matière de radioprotection au cours de séances d'information préalables aux travaux. Ceci permet de réduire la probabilité d'expositions imprévues au-delà des niveaux nécessitant une enquête, et de faciliter les bilans ALARA postérieurs aux tâches très dangereuses ou assorties de très fortes doses.

Plusieurs initiatives ont été mises en œuvre pour réduire les doses découlant du tritium, y compris le remplacement plus fréquent du produit dessiccant dans les appareils de dessiccation et l'amélioration de l'état matériel du système de dessiccation. Certains titulaires de permis ont également ajouté un déshumidificateur à la prise d'air des bâtiments du réacteur, installé des appareils de mesure du tritium et d'alarme dans les zones à risque, effectué la détritiation des stocks d'eau lourde et insisté davantage sur les dangers potentiels du tritium lors des séances de formation. La majorité des doses découlant du tritium aéroporté sont dues au circuit caloporteur primaire, dont la température et la pression sont supérieures à celles du circuit modérateur. 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)

Si le principe ALARA le justifie, les points chauds, qui peuvent augmenter le champ de rayonnement et contribuer à l'augmentation des doses, sont repérés et éliminés. 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 des doses de rayonnement, qui sont essentiellement des contraintes reflétant les limites 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 et ceux-ci, ainsi que les doses, 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 au personnel des centrales ont été inférieures aux limites réglementaires (l'annexe 15 b donne les doses reçues par le personnel des centrales nucléaires au Canada). Pendant la même période, la dose collective à ces centrales a varié dû à un nombre de facteurs dont :

- les débits de dose liés aux types de travaux en cours;
- le nombre d'arrêt par année;
- l'ampleur et la durée des travaux en temps d'arrêt; et
- le nombre de personnes participant aux travaux en temps d'arrêt.

En 2009, pendant des travaux de réfection à la tranche 1 de Bruce, un événement important est survenu entraînant des niveaux élevés de contamination atmosphérique alpha et l'exposition possible d'un grand nombre de travailleurs. La CCSN a conclu 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. Pour plus de renseignements, voir l'appendice D.

Le rendement de tous les titulaires de permis en matière de radioprotection 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*. Ce domaine de sûreté couvre les aspects de la radioprotection concernant les travailleurs, mais la radioprotection du public fait partie d'un autre domaine de sûreté (« 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 domaine de sûreté 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.

15 c 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 irradiation directe. Les doses reçues par le public dues 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 matière radioactive pouvant être relâchée. 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 est une limite de rejet dans les effluents à l'égard d'une voie de rejet particulière et d'une centrale particulière. Si les rejets à une centrale excèdent une LOD, la dose reçue par la personne du public la plus exposée pourrait dépasser la limite de dose correspondante.

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*, et d'autres développements en matière de radioprotection (par exemple, les facteurs de conversion des doses de la CIPR). Chaque centrale a ses propres LOD et les valeurs varient et dépendent de plusieurs facteurs (hypothèses formulées, caractéristiques du groupe critique, données spécifiques au site, etc.). Les calculs des LOD peuvent être très simples comme très complexes. Par conséquent, les LOD devraient être examinées et, si nécessaire, révisées approximativement tous les cinq ans. Au cours de la période de référence, les LOD des centrales Bruce-A et Bruce-B de même que celles des centrales Pickering-A et Pickering-B ont été révisées en utilisant la nouvelle méthode prescrite dans la version de 2008 de la norme de la CSA N288.1. Les LOD des centrales Point Lepreau et Gentilly-2 sont en voie d'être révisées.

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 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 aux LOD.

Les centrales nucléaires au Canada ont établi divers programmes en vue de contrôler les incidences de leur exploitation sur la santé et sur l'environnement. Les titulaires de permis 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 15 c présentent les rejets radioactifs dans les effluents gazeux et liquides des centrales nucléaires de 2006 à 2009. 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 2006 à 2009, 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 à proximité des installations afin de mesurer la radioactivité dans l'air et dans les substances que la population consomme et avec lesquelles elle entre en contact. 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;
- obtenir une estimation indépendante des doses reçues, dues aux rejets, par les membres du groupe critique de la population; et
- 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 dus aux niveaux de radioactivité ayant cours près des centrales nucléaires dans des conditions normales et, le cas échéant, 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. Par ailleurs, en Ontario, le Service de radioprotection du ministère provincial du Travail provincial surveille également les conditions radiologiques de l'environnement. Pour plus de renseignements au sujet de ces programmes de surveillance, voir les premier et deuxième rapports du Canada.

Rejets de substances dangereuses

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 de tous les titulaires de permis dans le domaine de sûreté « Protection de l'environnement » 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*. Ce domaine de sûreté comprend l'exposition du public aux rayonnements ainsi que l'exposition 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 domaine de sûreté (sauf une exception en 2008). La définition complète de ce domaine de sûreté 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 – Organisation pour les cas d’urgence

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 couvrent les actions à mener en cas de situation d’urgence de cette nature.

16.1 Plans et programmes des mesures d’urgence

16.1 a Responsabilités des titulaires de permis, de l’organisme de réglementation et d’autres autorités

Au Canada, les divers paliers de gouvernement et les titulaires de permis se partagent les responsabilités en matière de préparation aux situations d’urgence nucléaire et d’intervention à mener dans ces circonstances. La planification des mesures d’urgence s’applique aux situations d’urgence sur le site et hors site.

Les situations d’urgence sur le site sont celles qui se produisent à l’intérieur des limites physiques d’une centrale nucléaire canadienne et pour lesquelles les interventions relèvent des titulaires de permis. Les situations d’urgence hors site sont celles qui ont des répercussions à l’extérieur des limites physiques d’une centrale nucléaire canadienne et pour lesquelles les interventions relèvent principalement des provinces. Les provinces désignent également des municipalités sur leur territoire devant planifier les mesures à prendre en cas d’urgence nucléaire hors site.

Les responsabilités des gouvernements provinciaux couvrent les aspects suivants :

- la préservation de la santé, de la sécurité et du bien-être des personnes vivant dans leur province et la protection 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 en cas d’urgence et l’encadrement des municipalités désignées;

- la direction, à titre de premier responsable, de la planification des mesures d'intervention pour atténuer les effets hors site dus à une urgence nucléaire; et
- la coordination du soutien assuré par la centrale nucléaire visée et par le gouvernement du Canada, tant au cours de la préparation aux situations d'urgence que durant les interventions.

Le gouvernement du Canada est responsable de la coordination des interventions d'organismes fédéraux en soutien aux provinces lors d'urgences nucléaires. Cette responsabilité collective peut éventuellement intégrer 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.

Le gouvernement du Canada dispose de procédures pour faire face aux situations d'urgence nucléaire ayant des ramifications à l'échelle interprovinciale ou internationale. Les responsabilités du gouvernement fédéral couvrent 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, et
- la coordination des interventions canadiennes en cas d'urgence nucléaire dans un pays étranger.

Un ministère du gouvernement fédéral, Sécurité publique Canada, intègre en un seul portefeuille l'essentiel des activités destinées à assurer la sécurité des Canadiens en cas d'urgence, y compris les urgences nucléaires. Les centrales nucléaires et les technologies nucléaires font partie des « infrastructures essentielles » au Canada. Ces infrastructures comprennent les installations, réseaux, et biens de nature physique de même que ceux de la technologie de l'information dont leur dégradation ou leur perte entraînerait des conséquences graves pour la santé, la sûreté, la sécurité ou le bien-être économique des Canadiens.

16.1 b Plans en cas d'urgence sur le site

La mise en place de plans en cas d'urgence nucléaire sur le site constitue une condition des permis d'exploitation de centrale nucléaire. L'alinéa 6 (k) du *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I* stipule les renseignements relatifs à la préparation aux situations d'urgence 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; et
- mettre à l'épreuve l'application des mesures pour éviter ou atténuer les effets d'un rejet accidentel.

Une fois ces plans examinés et acceptés par la CCSN et intégrés aux conditions du permis d'exploitation, le titulaire de permis est tenu de les respecter. Une description des plans en cas d'urgence sur le site de chacune des centrales nucléaires est fournie à l'annexe 16.1 b.

Les titulaires de permis élaborent des programmes de préparation aux situations d'urgence afin de s'assurer de pouvoir mettre leurs plans en œuvre. Ces programmes sont mis à jour et peaufinés tout au long de la vie de l'installation au fur et à mesure que de nouvelles exigences se manifestent, ou pour tenir compte des conditions changeantes ou de lacunes décelées. Bien que ces programmes aient pris de la maturité et qu'ils soient bien maintenus, le personnel de la CCSN a observé que les exploitants de centrale nucléaire au Canada recherchent de façon proactive des moyens d'améliorer continuellement leurs programmes de préparation aux situations d'urgence.

Le rendement de tous les titulaires de permis dans le domaine de sûreté « Préparation aux situations d'urgence » 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 de tous les titulaires de permis dans ce domaine de sûreté était soit satisfaisant ou entièrement satisfaisant. La définition complète de ce domaine de sûreté 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.

16.1 c Plans des provinces et des territoires en cas d'urgence hors site

En coopération avec les autorités locales, les gouvernements des provinces et des territoires ont établi des plans d'intervention en cas d'incident nucléaire ayant une incidence importante hors site. Habituellement, la structure administrative comprend une organisation des mesures d'urgence, ou l'équivalent, afin de pouvoir faire face à une vaste panoplie de situations d'urgence, possibles ou réelles, conformément à des plans et procédures bien définis.

Les plans des mesures d'urgence provinciaux et territoriaux couvrent la coordination avec d'autres autorités et organisations. Ils prévoient, au niveau national, la participation et le soutien du gouvernement du Canada, au niveau local, la même chose de la part des gouvernements et organismes municipaux et, globalement, la participation active de différents ministères et organismes à tous les paliers de gouvernement. Des renseignements additionnels sur cette coordination sont donnés à l'alinéa 16.1 d.

Dans la plupart des cas, les plans provinciaux prévoient des mesures immédiates de protection qui peuvent être mises en œuvre au besoin, et qui consistent à :

- restreindre l'accès à la zone touchée;
- fournir des abris temporaires à la population touchée;
- bloquer la fixation de l'iode radioactif dans la glande thyroïde; et
- évacuer des secteurs aux environs de la centrale nucléaire.

Les plans reconnaissent aussi que certaines des mesures instaurées pour prévenir l'ingestion de substances radioactives (par exemple, la mise en quarantaine des bestiaux, l'interdiction de la vente des aliments touchés ou l'imposition de restrictions concernant l'eau potable touchée, par exemple) pourraient être étendues à une zone plus vaste.

Les plans en cas d'urgence nucléaire hors site des provinces où se situent les centrales nucléaires sont décrits à l'annexe 16.1 c.

16.1 d Plans fédéraux en cas d'urgence

Le Plan fédéral en cas d'urgence nucléaire

Dans la mesure du possible, la planification et la préparation aux situations d'urgence du gouvernement du Canada, ainsi que les mesures d'intervention qu'il prend dans de tels cas, reposent sur une approche multirisque. Compte tenu de la complexité et de la nature hautement technique des urgences nucléaires, il conviendra par ailleurs de prendre diverses dispositions propres à chaque genre de risque. Ces dispositions particulières, qui forment l'un des éléments du cadre d'action plus global du gouvernement fédéral relatif à la préparation aux situations d'urgence, constituent le Plan fédéral en cas d'urgence nucléaire (PFUN). Le PFUN expose l'approche du gouvernement du Canada en matière de préparation aux situations d'urgence et permet de coordonner les interventions en cas d'urgence nucléaire. Santé Canada est le ministère fédéral qui assume le rôle directeur dans la mise en œuvre du PFUN.

Le PFUN se veut le complément des plans analogues en cas d'urgence nucléaire d'autres autorités au Canada et à l'étranger. Il décrit les mesures que le gouvernement du Canada prendra pour gérer et coordonner l'intervention des différents organismes fédéraux lors d'urgences nucléaires qui pourraient affecter le Canada. Il est mis en œuvre si une province ou un territoire canadien a besoin d'un appui fédéral suite à tout incident domestique, ou débordant des frontières (par exemple, entre le Canada et les États-Unis) ou international.

En vertu du cadre administratif commun du PFUN, l'élaboration et la mise en œuvre des plans et des mesures d'interventions en cas d'urgence nucléaire hors site incombent d'abord et avant tout aux gouvernements provinciaux. Cependant, les gouvernements municipaux, les titulaires de permis et les ministères et organismes fédéraux pertinents y contribuent aussi directement. Ceci permet aux diverses instances et organismes chargés d'aspects précis de la préparation aux situations d'urgence de s'acquitter de leurs responsabilités dans le cadre d'un régime fondé sur la collaboration, sur la complémentarité des fonctions et sur la coordination.

Au total, 19 ministères et organismes fédéraux participent au PFUN. Aux termes du PFUN, des politiques fédérales et des lois canadiennes, ils ont également, de ce fait même, la charge d'élaborer, de maintenir à jour et de mettre en œuvre leur propre plan des mesures d'urgence nucléaire. Dans le cadre de la mise en œuvre du PFUN, la CCSN a un rôle bien défini à jouer. Par exemple, elle est un des membres permanents de chacune des trois équipes de mise en œuvre du PFUN (Coordination, Opérations, Conseils techniques et Affaires publiques) et elle participe à la planification des mesures d'urgence en coopération avec d'autres organismes œuvrant à l'application du PFUN.

Les dispositions relatives au PFUN sont décrites à l'annexe 16.1 d.

Plans en cas d'urgence des ministères et organismes fédéraux

La CCSN a son propre plan des mesures d'urgence nucléaire. Une description générale du rôle que joue la CCSN en matière de préparation aux situations d'urgence est fournie à l'annexe 16.1 d. La CCSN a également en place un programme de gestion des urgences nucléaires bien élaboré

et mature qui est fondé sur la politique d'application de la réglementation 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.

16.1 e Exercices et manœuvres

Les exercices d'urgence sont conçus de façon à offrir une formation permettant d'améliorer la capacité 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. Ils 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.

Le personnel de la CCSN évalue les exercices d'urgence pleine échelle menés dans les 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. Six exercices de ce type ont été évalués au cours de la période de référence.

Dans certains cas, les municipalités, la province et la CCSN participent également aux manœuvres de façon limitée. La CCSN participe à des manœuvres d'urgence avec les titulaires de permis de centrale nucléaire pour s'assurer que les voies de communication sont bien en place et en état de fonctionner. D'autres ministères fédéraux peuvent participer à des exercices d'urgence nucléaire organisés par les provinces et axés sur les urgences dans les centrales nucléaires afin d'évaluer l'efficacité de la diffusion de l'information et du déploiement des ressources fédérales.

La CCSN a participé en octobre 2007 à l'exercice TOPOFF-4 organisé par le Congrès américain et qui simulait des événements prenant place aux États-Unis et à Guam. Ces événements pouvaient possiblement avoir des incidences sur la sécurité du public en général au Canada et sur l'environnement.

Au cours de l'été 2008, la CCSN a participé à l'exercice ConvEx-3 qui simulait un événement à la centrale nucléaire Laguna Verde située dans l'état mexicain de Veracruz, sur les côtes du golfe du Mexique. Des représentants de la CCSN se sont rendus aux bureaux de Santé Canada pour participer aux différentes délibérations des équipes suivantes : le Groupe aviseur technique, le Groupe de la coordination et des opérations et le Groupe des affaires publiques.

Au cours de la période de référence, la CCSN a également participé à différents exercices au niveau national, y compris un exercice à l'interne afin d'être mieux préparé pour assurer la sûreté

et la sécurité aux jeux olympiques d'hiver de Vancouver en 2010. Ces exercices visaient à mettre en œuvre et évaluer les dispositions en place pour faire face à une urgence de nature nucléaire ou radiologique à Vancouver ou dans les environs. Ces jeux, qui ont eu lieu à la mi-février en 2010, ont été couronnés de succès et aucun problème important de nature nucléaire ou radiologique n'a été rapporté.

16.1 f Attentes en matière de préparation aux situations d'urgence dans le cas des nouvelles centrales

La CCSN est en voie d'établir des exigences et des attentes en matière de préparation aux situations d'urgence pour les projets de nouvelles centrales nucléaires. 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 des mesures d'urgence;
- les groupes de la population avoisinante de la centrale qui sont difficiles à évacuer ou à mettre à l'abri (par exemple, les personnes dans les écoles, les prisons, les hôpitaux); et
- 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 mesures 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 situations d'urgence.

Avant de procéder à la construction, le promoteur doit confirmer auprès des municipalités environnantes, et des provinces, territoires et pays voisins concernés, que la mise en œuvre de leurs plans d'urgence respectifs et de leurs 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 des mesures 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 prépare présentement un document d'orientation sur les demandes de permis de construction qui donnera plus de renseignements sur ces attentes. Ces attentes vont également être transmises, à un haut niveau, à ceux susceptibles de soumettre

une demande dans un document d'orientation sur les demandes de permis de préparation de l'emplacement afin de confirmer que le demandeur dispose d'un programme de préparation aux situations d'urgence prévoyant, dans le cadre du programme global de caractérisation du site.

La CCSN transpose ces dispositions en matière de préparation aux situations d'urgence en exigences relatives aux permis de construction et aux permis d'exploitation. Le document R-337 de la CCSN, *Conception des nouvelles centrales nucléaires*, énonce les critères particuliers additionnels suivants à l'égard de la préparation aux situations d'urgence devant être tenus 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 d'urgence de la centrale sont adéquates.

16.2 Information du public et des pays étrangers

16.2 a Mesures prises pour informer le public en cas d'urgence nucléaire nationale

Habituellement, les plans des provinces en cas d'urgence nucléaire hors site, ainsi que ceux des municipalités et titulaires de centrale nucléaire concernés, servent à coordonner les mesures de protection devant être prises en priorité et, au besoin, informer le public à leur sujet.

Au cours de la période de référence, l'étendue de la zone que couvre le système d'alerte au public des centrales nucléaires en Ontario est passée de 3 km (zone contiguë) à 10 km (zone primaire). Ce système d'alerte, combiné aux messages d'instruction diffusés à la radio et à la télévision, permettra de s'assurer que la population dans la zone primaire sera informée de façon appropriée et en temps opportun.

Le PFUN fait état de la façon dont doit se faire la coordination globale en cas d'urgence nucléaire nationale au Canada. À l'échelle nationale, l'information doit être fournie aux médias et au grand public par l'entremise d'un point de contact central : le Groupe des affaires publiques. Ce groupe coordonne, au nom du gouvernement fédéral, la collecte et la production d'informations au sujet de l'urgence, ainsi que leur diffusion auprès du grand public et des médias d'information.

Le Groupe des affaires publiques se compose de représentants d'organismes qui détiennent des responsabilités définies au sein de la structure du PFUN, de même que d'autres organismes et gouvernements visés lors de cas d'urgence nucléaire particulière.

16.2 b 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. En outre, le Canada est l'un des signataires des trois accords internationaux suivants ayant trait interventions en cas d'urgence :

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 (1986)

Élaborée sous les auspices de l'AIEA, cette entente vise à assurer entre les signataires une coopération qui leur permettra de s'entraider plus rapidement en cas d'accident nucléaire ou de situation d'urgence radiologique afin d'en atténuer les conséquences et de protéger la vie, les biens et l'environnement contre les incidences de rejet de substances radioactives. 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. Cette convention n'a toujours pas été ratifiée, étant en attente des résultats d'un examen de la législation d'application canadienne.

Convention sur la notification rapide d'un accident nucléaire (1987)

Également élaborée sous les auspices de l'AIEA, cette convention fait état du moment où l'AIEA doit être informée d'un incident susceptible d'avoir des incidences transfrontalières et de la façon de le faire, ainsi que du moment où l'AIEA elle-même informerait les signataires d'un incident de portée internationale qui pourrait avoir une incidence sur leurs pays respectifs, et de la façon dont elle le ferait.

16.3 Organisation pour les cas d'urgence 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; et
- 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.

Le cadre et le processus de délivrance d'un permis de préparation de l'emplacement d'une centrale nucléaire sont décrits à l'alinéa 7.2 (ii), des renseignements additionnels étant fournis à l'alinéa 7.2 (ii) b.

Au Canada, le processus de sélection de site comprend l'évaluation et le choix de l'emplacement. Comme mentionné à l'alinéa 7.2 (ii) b, le choix d'un site ne constitue pas en soi une activité réglementée. 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. Tel qu'indiqué dans le document RD-346 de la CCSN, *Évaluation de l'emplacement des nouvelles centrales nucléaires*, il est prévu que le promoteur, avant de déclencher les processus d'évaluation environnementale (EE) et de délivrance de permis, appliquera un processus rigoureux pour cerner les caractéristiques des sites proposés tout au long du cycle de vie de l'installation, et développera ensuite un plaidoyer pleinement documenté à l'appui du site choisi. 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.

Informations sur la conception de la centrale nucléaire pour démontrer qu'un site est approprié

Pour appliquer le processus d'EE et évaluer une demande de permis de préparation de l'emplacement pour une nouvelle centrale nucléaire, il n'est pas nécessaire que le promoteur ait choisi une conception particulière. Cependant, la CCSN n'accepte pas que le choix du site se fasse à tâtons. La CCSN maintient un équilibre entre la quantité de renseignements requise au sujet de la conception et le niveau de sûreté désiré pour toute conception envisagée au site proposé. Le niveau de détails des renseignements fournis par le demandeur au sujet de la

conception de la centrale contribue grandement à établir la crédibilité du dossier qu'il soumet en appui à l'EE et à la demande d'un permis de préparation de l'emplacement.

Les décisions d'une Commission d'examen conjoint et du tribunal de la Commission au sujet d'une EE, en vertu de la *Loi canadienne sur l'évaluation environnementale*, et d'une demande de permis de préparation de l'emplacement d'une centrale nucléaire, en vertu de la LSRN, peuvent être prises en se fondant sur des renseignements généraux de conception de l'installation pour diverses conceptions de réacteur, sans préciser quelle technologie sera retenue pour la construction. Les renseignements fournis par le promoteur au sujet de la conception doivent être crédibles et en quantité suffisante pour permettre de délimiter de façon adéquate les évaluations des incidences environnementales et de la pertinence du site pour un ensemble de conceptions de réacteur pouvant éventuellement être mises en service au site et faire l'objet d'une demande de permis de construction.

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. Donc, s'il est jugé à l'aide de paramètres limitatifs que le site est acceptable pour la construction de réacteurs nucléaires, le site devrait alors être acceptable pour toute conception de réacteur dont les caractéristiques sont à l'intérieur de l'enveloppe limitative.

Une fois qu'un réacteur d'une technologie donnée a été choisi, le demandeur doit démontrer dans le cadre du processus de demande de permis de construction que la construction est conforme à l'enveloppe limitative de l'EE approuvée.

La CCSN acceptera des renseignements généraux pour corroborer les motifs du choix du site, à la condition que le niveau de vigilance réglementaire soit 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.

Le niveau de détail des renseignements sur la conception requis est :

- une brève description technique de l'aménagement de l'installation;
- 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; et
- des descriptions qualitatives des principaux types d'accident et de défaillance de sorte à pouvoir déterminer des 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).

Les termes source 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.

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 temporaire 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 (par exemple, 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 appliquer 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 agit conformément à la philosophie des « acheteurs intelligents ». C'est-à-dire qu'il devrait démontrer qu'il connaît bien les technologies qu'il propose d'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 décrit 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, incluant :

- 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; et
- la densité de la population, 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 16.1 f) 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 projetée dans les environs du site 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 additionnels concernant les critères d'évaluation d'un site.

Évaluation de sites au cours de la période de référence

Au cours de la période de référence, Bruce Power et OPG ont soumis des demandes de permis de préparation de l'emplacement. Les étapes initiales du processus visant à effectuer l'évaluation environnementale et l'examen de la demande nécessaires ont été entreprises. Bien que Bruce Power ait ultérieurement retiré sa demande, OPG a maintenu la sienne, tel que décrit à l'alinéa D.3 du chapitre I.

Aux fins de l'EE requise dans le cas de la demande d'OPG, le ministre fédéral de l'Environnement et le gouverneur en conseil, en consultation avec le président de la CCSN, ont nommé une Commission d'examen conjoint composée de trois personnes. En plus du président de cette commission d'examen, qui est lui-même membre du tribunal de la Commission, les autres membres de la Commission d'examen ont également été nommés membre temporaire du tribunal de la Commission pour participer à l'étude de la demande d'un permis de préparation de l'emplacement, une fois que l'EE aura été réalisée avec succès.

En septembre 2009, OPG a soumis son EIE, en appui à l'EE, et le reste des informations à l'appui de la demande d'un permis de préparation de l'emplacement. Ceci a initié une période de consultation de six mois sous la direction de la Commission d'examen conjoint. Ceci comprend la période d'examen par la CCSN au cours de laquelle son personnel examinera l'EIE et les informations relatives à la délivrance d'un permis en fonction des critères prévus à cet effet afin de déterminer si :

- le demandeur est compétent pour exercer l'activité autorisée par le permis; et
- le site proposé est approprié pour le projet envisagé, et les activités visées par le permis de préparation de l'emplacement n'entraîneront pas de risque indu pour la sûreté, pour la santé et la sécurité des personnes ainsi que pour l'environnement, sur le site et dans la région avoisinante, tout au long du cycle de vie de l'installation prévue.

17 (i) Évaluation des facteurs liés au site

Le document d'orientation de la CCSN sur les demandes de permis de préparation de l'emplacement, présentement en cours de rédaction, 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) a donne plus de renseignements à ce sujet).

Le dossier à l'appui du choix du site devrait couvrir l'incidence du site 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. Le document RD-346 exige que les changements climatiques soient tenus en compte au moment d'évaluer l'incidence

possible de ces phénomènes. Cette catégorie couvre 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); et
- 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 situations d'urgence et la sécurité ont également une incidence sur les préoccupations mentionnées dans les paragraphes précédents.

Le demandeur de permis couvre ces facteurs 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 (décrits en de plus amples renseignements aux alinéas 17 (ii) et (iii) qui suivent). Les informations soumises dans le cadre du processus de délivrance de permis (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 de l'eau;
- l'utilisation faite de l'eau;
- les conditions météorologiques;
- la sismologie; et
- la géologie locale.

17 (ii) Incidence de l'installation sur les personnes, la société et l'environnement

Le document d'orientation de la CCSN sur les demandes de permis de préparation de l'emplacement, présentement en cours de rédaction, 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) a donne plus de renseignements à ce sujet).

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 l'incidence sur l'environnement de la construction et de l'exploitation de la centrale nucléaire proposée. 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 utilisant des critères concernant les programmes proposés par les titulaires de permis relatifs à la radioprotection (qui couvrent le contrôle des doses) et à la protection de l'environnement (qui couvre le contrôle des rejets de substances dangereuses).

Le rendement des titulaires de permis dans le domaine de sûreté « Protection de l'environnement » est également évalué chaque année pour chacune des centrales nucléaires

présentement en service dans le cadre de l'*Évaluation intégrée en matière de sûreté des centrales nucléaires au Canada par le personnel de la CCSN*. Ce domaine comprend des programmes à l'égard de la protection du public et de l'environnement. Au cours de la période de référence, le rendement de tous les titulaires de permis en matière de protection de l'environnement a été satisfaisant, sauf dans un cas : la cote « Inférieur aux attentes » a été attribuée à Pickering en 2008. À la fin de la période de référence, OPG tenait compte de façon adéquate des questions concernant la population locale des poissons à Pickering. Des exemples de mesures prises sont décrites à l'annexe 17 (iii) a. 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 de l'appendice F.

17 (ii) a Évaluation environnementale

Le processus d'évaluation environnementale appliqué en vertu de la *Loi canadienne sur l'évaluation environnementale* (LCEE) est décrit à l'annexe 17 (ii) a.

Conformément à la LCEE, l'EE doit couvrir les points suivants :

- les effets environnementaux du projet, 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 d'autres projets ou activités, est susceptible de causer à l'environnement;
- l'importance de ces effets;
- les observations du public à cet égard; et
- les mesures d'atténuation réalisables, sur les plans technique et économique, des effets environnementaux importants du projet.

Selon les circonstances, conformément aux pouvoirs discrétionnaires que lui confère la LCEE, la CCSN peut aussi exiger la prise en compte des points suivants :

- les raisons d'être du projet,
- la nécessité du projet,
- les solutions de rechange au projet;
- les solutions de rechange faisables, sur les plans technique et économique, pour réaliser le projet, et leurs effets environnementaux;
- les connaissances traditionnelles et locales, le cas échéant,
- la nécessité d'un programme de suivi du projet, ainsi que ses modalités, et
- la capacité des ressources renouvelables, risquant d'être touchées de façon importante par le projet, de répondre aux besoins du présent et à ceux des générations futures.

Des occasions de participer au processus d'EE sont offertes au public, aux Autochtones et aux autres parties intéressées. Ceci peut se faire par l'entremise de différentes activités dont des affiches sur le site Web, des séances portes ouvertes, des ateliers, des communications écrites et des audiences.

17 (ii) b Critères d'évaluation de l'incidence en termes de sûreté d'une centrale nucléaire sur l'environnement et sur la population avoisinants

Les incidences environnementales sont évaluées 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 conformément aux lois provinciales et fédérales pertinentes (voir l'annexe 17 (ii) a).

L'incidence sur la santé de la population est mesurée d'après la dose totale que recevrait la population suite aux accidents de dimensionnement postulés. En supposant que la centrale nucléaire fonctionnera comme prévu en cas d'accident, il importe de 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 le nombre d'habitants 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 de l'analyse de 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.

17 (ii) c Relations externes relatives aux projets de nouvelles centrales nucléaires

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 d'une 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, Bruce Power et OPG ont organisé plusieurs activités de relations externes concernant leurs projets de nouvelles centrales nucléaires, celles-ci étant décrites brièvement à l'alinéa D.3 du chapitre I. L'annexe 17 (ii) c donne une description détaillée de ces activités, celles-ci comprenant des consultations auprès des Autochtones.

La CCSN a également organisé plusieurs activités de relations externes au cours de la période de référence afin de renseigner les parties intéressées au sujet des demandes concernant de nouvelles centrales nucléaires et d'expliquer le mandat de la CCSN et le processus réglementaire. Par exemple, le personnel de la CCSN s'est rendu en Alberta pour entamer le dialogue avec la communauté autochtone et pour expliquer aux parties intéressées et aux résidents de l'endroit le processus d'EE et le rôle que joue le public dans celui-ci, des éléments de la sûreté nucléaire et le processus de délivrance de permis dans le cas d'une nouvelle centrale nucléaire. L'alinéa 8.2 b donne un aperçu des activités de relations externes de la CCSN.

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 :

- la découverte de lignes de faille qui modifient la sismicité de la région;

- 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; et/ou
- 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 de l’analyse de sûreté (voir l’alinéa 14 (i) a). Le rapport d’analyse de sûreté comprend des sections consacrées aux aspects suivants :

- les données démographiques;
- les données météorologiques;
- la sismicité;
- les installations voisines; et
- l’activité aérienne et ferroviaire.

Conformément à la condition des permis d’exploitation des centrales nucléaires citant le document S-99 de la CCSN, *Rapports à soumettre par les exploitants de centrales nucléaires*, chaque titulaire de permis de centrale nucléaire est tenu de déposer auprès de la CCSN 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 dues à l’exploitation des centrales nucléaires. Les résultats de ces programmes servent à s’assurer que les doses dues à l’exploitation des centrales nucléaires ne dépassent pas les limites réglementaires de dose effective au Canada.

Dans le cas des centrales nucléaires canadiennes, les études probabilistes de sûreté (EPS) sont effectuées conformément aux exigences du document S-294 de la CCSN, *Études probabilistes de sûreté (EPS) pour les centrales nucléaires*. Ce document exige qu’une EPS de niveau 2 soit effectuée pour 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) b. En contrepartie, les EPS servent à cerner des hypothèses d’événement initiateur pour les analyses déterministes.

L’annexe 17 (iii) a donne des exemples particuliers de mesures prises par les titulaires de permis de centrale nucléaire pour évaluer et tenir compte, au besoin, des facteurs liés au site.

17 (iii) b Résultats des évaluations environnementales liées aux projets de prolongement de la durée de vie

L’application du processus d’EE dans le cas des projets de réfection et de prolongement de la durée de vie contribue à s’assurer qu’il sera possible de continuer d’exploiter les centrales nucléaires de manière sûre. L’état et les résultats des EE relatives aux projets de prolongement de la durée de vie sont décrits brièvement dans les paragraphes qui suivent (pour des renseignements additionnels sur ces projets, voir la section D.2 du chapitre I et l’alinéa 14 (ii)).

Des examens préalables à une EE ont été réalisés pour des projets de réfection et de prolongement de la durée de vie (ou tout élément des deux) à plusieurs centrales nucléaires (Bruce-B en juin 2005, Bruce-A en mai 2006, Gentilly-2 en décembre 2006 et Pickering-B en

janvier 2009). La CCSN, à titre d'autorité responsable, a jugé que, dans tous les cas, tenant compte des mesures d'atténuation proposées, le projet n'était pas susceptible d'entraîner des effets négatifs importants sur l'environnement.

17 (iv) Consultation d'autres Parties contractantes susceptibles d'être touchées par les installations

La loi et les procédures canadiennes et, 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 d'Amérique de consulter les autorités américaines ou la population américaine relativement au choix de l'emplacement de la centrale. Cependant, les effets possiblement importants de tels projets seront étudiés jusqu'à la limite géographique où ils peuvent se manifester, quelles que soient les barrières politiques ou frontières. Des représentants ou des personnes relevant d'autres autorités ont la possibilité de participer au processus de délivrance de permis de la CCSN à titre d'intervenant.

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, contrôler et 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 of the United States of America) 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 d'Amérique.

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 au Canada est de type CANDU. 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 du type CANDU.

Au cours de la période de référence, la CCSN a étudié des demandes de permis de préparation de l'emplacement d'une centrale nucléaire, mais elle n'a pas reçu de demande de permis de construction. L'état actuel des demandes de permis concernant de nouvelles centrales nucléaires au Canada est décrit à l'alinéa D.3 du chapitre I. 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 concernant de nouvelles centrales nucléaires, la CCSN met à jour ses exigences en matière de conception des centrales nucléaires, en effectuant des examens préalables de la conception des réacteurs des fournisseurs et en participant au programme multinational d'évaluation de la conception (MDEP) et à l'élaboration d'un code de conduite nucléaire pour les pays fournisseurs de centrale nucléaire. Ces activités sont décrites dans les alinéas qui suivent. De plus, les dispositions générales à l'égard de l'application des nouvelles exigences en matière de conception dans les centrales nucléaires actuellement en service au Canada sont également décrites dans la présente introduction à l'article 18. Des exigences et dispositions particulières relatives 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 nouvelles centrales nucléaires qu'à celles présentement en service.

Pour les mêmes raisons, la CCSN prépare également des procédures d'examen pour le personnel afin de faciliter l'examen des informations soumises à l'appui des demandes de permis de construction d'une centrale nucléaire. Les alinéas 7.2 (ii) a et 8.1 d donnent une description plus détaillée de ces procédures.

Mise à jour des exigences de conception pour les nouvelles centrales nucléaires

Une mise à jour des critères utilisés par la CCSN pour évaluer les conceptions de nouvelle centrale nucléaire est présentement en cours afin de les rendre neutre sur le plan technologique et de permettre la délivrance de permis pour une gamme importante de réacteurs de différentes technologies, grosseurs et applications, incluant ceux qui ne sont pas refroidis à l'eau. La CCSN réalise des progrès dans ses efforts visant à rendre ses exigences en matière de conception et d'analyse de sûreté plus compatibles avec les normes internationales, particulièrement celles publiées par l'AIEA. Ceci a entraîné l'élaboration de nouvelles exigences en matière de conception (et d'analyse de sûreté également; pour de plus amples renseignements, voir l'alinéa 14 (i) a).

En 2008, la CCSN a distribué le document RD-337, *Conception des nouvelles centrales nucléaires*, afin de faire connaître ses attentes à l'égard de la conception de nouvelle centrale nucléaire refroidie à l'eau. Dans la mesure du possible, le document RD-337 est neutre sur le plan technologique et il comprend des lignes directrices concernant :

- l'établissement des buts et d'objectifs de sûreté pour la conception;
- l'application de principes de sûreté dans la conception;
- l'application des principes de gestion de la sûreté;
- la conception de structures, systèmes et composants (SSC);
- l'établissement d'interfaces entre les aspects d'ingénierie, les caractéristiques des centrales et l'aménagement des installations; et
- l'intégration des évaluations de sûreté aux processus de conception.

Le document RD-337 incarne en grande partie l'adoption 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 des exigences relatives aux centrales nucléaires ayant rapport à la défense en profondeur, à l'utilisation de technologies éprouvées et à un fonctionnement facilement maîtrisable. La portée du document RD-337 dépasse celle du document NS-R-1 en ce qui concerne l'examen des interfaces 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 en cas d'accident et d'urgence.

La CCSN se prépare également à évaluer des demandes de permis concernant de petits réacteurs et de petites centrales nucléaires, mettant à jour à cette fin sa structure des documents d'application de la réglementation. L'annexe 7.2 (i) c donne une description du cadre de réglementation prévu pour les petits réacteurs.

Programme multinational d'évaluation de la conception (MDEP)

La CCSN participe activement au MDEP qui vise à harmoniser les exigences réglementaires et les 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; et

- appliquer des résultats du MDEP afin de faciliter la délivrance de permis pour de nouveaux réacteurs, y compris ceux en voie d'être développés par la Tribune internationale sur la génération IV.

Des représentants de dix pays participent au MDEP, l'AEN remplissant la fonction de secrétariat technique.

La participation de la CCSN au MDEP couvre 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; et
 - 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 du tribunal 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 soit acceptable tenant compte des exigences et attentes réglementaires au Canada. Ceci comprend la détermination des barrières fondamentales à la délivrance au Canada d'un permis pour une nouvelle conception. La CCSN élabore présentement des procédures d'examen pour le personnel afin d'encadrer l'évaluation des informations soumises par le fournisseur. Le processus est divisé en trois phases distinctes. Habituellement, la CCSN fournit un rapport confidentiel au fournisseur à la fin de chaque étape et un sommaire est affiché sur le site Web de la CCSN.

Phase 1 : En se fondant sur les informations soumises concernant la conception particulière, celles-ci devraient démontrer à la CCSN que le fournisseur comprend les exigences réglementaires et les attentes du Canada. La CCSN détermine la nature des informations à soumettre.

Phase 2 : En se fondant sur les informations soumises concernant la conception particulière, celles-ci devraient démontrer à la CCSN que la conception est conforme au document RD-337

ainsi qu'aux documents connexes. La CCSN définit l'ampleur de l'examen, celui-ci couvrant l'évaluation de 16 domaines thématiques particuliers.

Phase 3 : Le fournisseur, se fondant sur la rétroaction reçue de la CCSN à la phase 2, 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.

Un tel examen vise à s'assurer que les éléments techniques sont pris en compte. Par conséquent, il ne porte pas sur les aspects suivants :

- les coûts de la conception;
- l'achèvement de la conception;
- les facteurs ayant une incidence sur l'établissement du calendrier pour l'examen d'une demande de permis;
- les facteurs de capacité; et
- les modifications de la conception qui pourraient être requises suite à des découvertes à venir.

Au moment de préparer le présent rapport, les activités suivantes avaient été réalisées au chapitre des examens préalables de la conception des réacteurs des fournisseurs :

- Les phases 1 et 2 pour le réacteur d'EACL de type RCA-1000. La phase 3 a débuté et il est prévu qu'elle sera terminée au cours de la prochaine période de référence.
- La phase 1 de l'examen du réacteur de type AP1000 de Westinghouse.
- La phase 1 de l'examen du réacteur de l'EACL de type C6 amélioré (version améliorée du CANDU 600) a été entreprise et devrait se terminer au cours de la prochaine période de référence.
- La phase 1 de l'examen du réacteur de type EPR d'Areva a été initiée mais elle est maintenant en suspens, à la demande du fournisseur.

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 rendre la CCSN prête à réaliser d'éventuelles activités de délivrance de permis.

Code de conduite nucléaire pour les pays fournisseurs de centrale nucléaire

Le Canada participe à une initiative de développement d'un code de conduite pour les pays fournisseurs de réacteurs de centrale nucléaire, celle-ci étant parrainée par le *Carnegie Endowment for International Peace*. Le but de ce code de conduite est de parvenir à une entente à l'égard du soutien que le fournisseur de réacteur devrait apporter au pays acquéreur. Ceci est particulièrement important dans le cas des pays pour lesquels l'exploitation d'une centrale nucléaire est une nouveauté.

Dispositions générales relatives à la prise en compte des mises à jour des exigences de conception dans le cas des réacteurs présentement en service

Bien que les nouvelles exigences de conception des centrales nucléaires (comme celles du document RD-337) aient été distribuées au Canada bien après que les centrales nucléaires présentement autorisées aient été construites, différentes améliorations de la conception ont été apportées à ces centrales au cours des années (l'alinéa 18 (i) donne quelques exemples). Des modifications de la conception sont parfois requises pour tenir compte de nouvelles normes ou autres exigences qui sont incorporées aux permis d'exploitation de façon régulière (tel que décrit sous la rubrique « Renouvellement de permis » à l'alinéa 7.2 (ii) d). De plus, les projets de prolongement de la durée de vie ont fourni l'occasion de mettre à niveau la conception des réacteurs CANDU en cause en l'alignant avec les exigences du document RD-337 et d'autres nouvelles normes. Les examens intégrés de sûreté (EIS; voir l'alinéa 14 (i) c) effectués dans le cadre des projets de prolongement 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.

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 contre 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; et
- de l'équipement et des procédures permettant la détection des défaillances et 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.

Prise en compte de la défense en profondeur dans les critères de conception des centrales nucléaires actuelles

Certains des critères ayant servi à la conception des centrales présentement en service au Canada sont décrits conjointement avec les critères d'analyse de sûreté à l'alinéa 14 (i) a. Dans le cas des systèmes spéciaux de sûreté, des critères de conception particuliers et d'autres exigences ont été utilisés pour les centrales CANDU présentement en service. Ces systèmes comprennent les systèmes d'arrêt d'urgence, le système de refroidissement d'urgence du cœur et le système de confinement. Les exigences relatives à ces systèmes sont décrites dans les documents suivants de la CCSN :

- le document R-7 de la CCSN, *Les normes des systèmes de confinement des centrales nucléaires CANDU*;
- le document R-8 de la CCSN, *Les normes des systèmes d'arrêt d'urgence des centrales nucléaires CANDU* ; et
- le document R-9 de la CCSN, *Les normes des systèmes de refroidissement d'urgence du cœur des centrales nucléaires CANDU*.

L'annexe 18 (i) donne certains exemples importants de l'application des principes de la défense en profondeur à la conception des réacteurs CANDU présentement en service au Canada.

Le personnel de la CCSN a jugé qu'au cours de la période de référence, le niveau de défense en profondeur était acceptable à toutes les centrales nucléaires.

La liste suivante donne des exemples de certaines modifications apportées à la conception des centrales nucléaires présentement en service au cours de la période de référence. Elles visaient à améliorer la défense en profondeur en tenant compte des exigences relatives aux accidents de dimensionnement ainsi que des conditions prévues en cas d'accident hors dimensionnement et d'accident grave (la gestion des accidents graves est décrite à l'alinéa 19 (iv)).

- des systèmes de ventilation d'urgence pour le bâtiment turbine ont été installés dans les centrales Darlington, Pickering-A et Pickering-B;
- la qualification environnementale de différents composants et pièces d'équipement a été mise à niveau, sur le plan de la protection contre la vapeur lors d'accidents, à Darlington et à Pickering;
- OPG est en voie de modifier la conception des grappes de combustible à 37 éléments afin d'améliorer les marges de sûreté à ses centrales nucléaires;
- le système de ventilation de la salle de commande à Point Lepreau a été mis à niveau;
- un commutateur automatisé permettant de passer de la phase moyenne pression à la phase basse pression du système RUC a été installé à Point Lepreau;
- des filtres ont été installés sur les conduites du système RUC de toutes les centrales nucléaires afin de diminuer la possibilité d'obstruction de ce système;
- les titulaires de permis effectuent des mises à niveau importantes des systèmes de détection et d'extinction des incendies; par exemple, Bruce Power a réalisé des mises à niveau des systèmes de rideau d'eau des transformateurs et du système de gicleurs de la turbine et a installé des barrières coupe feu dans les chemins de câble;

- un système d'appoint en modérateur a été installé à Point Lepreau;
- des recombineurs autocatalytiques passifs sont en voie d'être installés aux tranches 1 et 2 de Bruce-A, aux tranches 1 à 4 de Pickering-A, à Darlington et à Point Lepreau afin de contrôler la concentration de l'hydrogène pendant des accidents graves.

L'annexe 14 (i) c donne des exemples particuliers d'améliorations apportées à la sûreté se rapportant à la réfection de Point Lepreau. L'alinéa 19 (iv) donne une liste de modifications de la conception qui ont été effectuées à Pickering pour tenir compte des lacunes décelées lors de la perte du réseau électrique en 2003.

L'annexe 19 (vii) décrit le programme de rétroaction de données sur la conception des réacteurs CANDU pour les centrales nucléaires au Canada.

Critères de conception pour les nouvelles centrales nucléaires

L'examen réglementaire par la CCSN d'une demande de permis de construction comportera une revue de l'évaluation effectuée, article par article, de la conception proposée par rapport aux exigences du document RD-337 de la CCSN, *Conception des nouvelles centrales nucléaires*. De façon similaire au document NS-R-1 de l'AIEA, le document RD-337 exige que le principe de défense en profondeur soit appliqué à toutes les activités liées à la sûreté et à la sécurité aux chapitres de l'organisation, du comportements et de la conception afin de s'assurer qu'elles font l'objet de dispositions qui se chevauchent. Le principe de défense en profondeur doit être appliqué tout au long du processus de conception et tout au long de l'exploitation d'une centrale nucléaire. Le document RD-337 décrit cinq niveaux de défense en profondeur dont les buts respectifs sont de :

1. prévenir un fonctionnement anormal et des défaillances des SSC;
2. détecter et réagir aux écarts par rapport au fonctionnement normal afin d'empêcher les incidents de fonctionnement anticipés de dégénérer en conditions accidentelles, et de retourner la centrale à son état normal d'exploitation;
3. minimiser les conséquences des accidents en ayant recours à des mesures de sûreté inhérentes, une conception à sûreté intégrée, de l'équipement additionnel et des procédures d'atténuation;
4. s'assurer que les rejets de matières radioactives entraînés par des accidents graves demeurent au niveau le plus bas qu'il soit possible d'atteindre; et
5. atténuer les conséquences radiologiques de tout rejet possible de matières radioactives pouvant résulter d'accidents.

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 de l'analyse de sûreté et le programme d'assurance de la qualité. Tel que mentionné à l'alinéa 14 (i) a, les outils et les méthodes servant à la préparation du rapport de sûreté doivent avoir fait leurs preuves à l'échelle nationale ou internationale, et doivent aussi être validés en les comparant aux données d'essais et aux solutions de référence pertinentes.

Le document RD-310 de la CCSN, *Analyses de la sûreté pour les centrales nucléaires*, distribué au cours de la période de référence, stipule que les méthodes de calcul, les programmes informatiques, les modèles et les corrélations utilisés aient été validés pour les applications voulues.

Critères et dispositions applicables aux centrales nucléaires actuelles

Les critères et principes de sûreté relatifs aux centrales CANDU établissent que la conception et la construction de tous les systèmes, structures et composants doivent être conformes aux codes, normes ou pratiques les plus pertinents et que cette conformité doit être confirmée par un mécanisme de vérification indépendant.

Une des exigences du permis d'une centrale nucléaire présentement en exploitation au Canada prévoit que le rapport de l'analyse de sûreté soit mis à jour au moins une fois tous les trois ans. Pour mettre à jour ce rapport, les nouvelles méthodes, les programmes informatiques, les données expérimentales et les résultats des activités de recherche-développement doivent être utilisés ou y être intégrés le cas échéant (pour plus de renseignements, voir l'alinéa 14 (i) a). Par conséquent, plusieurs des événements dans le rapport d'analyse de sûreté sont souvent analysés de nouveau dans les versions révisées.

Tel qu'expliqué à l'alinéa 14 (i) a, les exigences du document RD-310 ayant rapport à l'utilisation de méthodes de calcul éprouvées seront tenues en compte de façon graduelle dans le cas des centrales nucléaires actuelles.

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).

Critères applicables aux nouvelles centrales nucléaires

L'examen réglementaire par la CCSN d'une demande de permis de construction comportera une revue de l'évaluation effectuée de la conception proposée par rapport aux exigences du document RD-337 relatives à la nécessité de démontrer que les pratiques d'ingénierie ont fait leurs preuves et que la conception répond à tous les besoins. Le document RD-337 précise que les SSC importants pour la sûreté doivent être de conceptions éprouvées et conçues selon les normes et les codes énoncés pour la centrale nucléaire. Lorsqu'une nouvelle conception, une nouvelle caractéristique ou une nouvelle pratique d'ingénierie se rapportant aux SSC est adoptée, il faut confirmer que la sûreté demeure appropriée par une combinaison de programmes de recherche et de développement à l'appui et par l'examen de l'expérience pertinente découlant d'applications similaires. Un programme de qualification approprié est établi pour vérifier que la nouvelle conception est conforme à toutes les exigences de sûreté applicables. Les nouvelles conceptions sont éprouvées avant d'être mises en service et font ensuite l'objet d'un suivi afin de s'assurer que le rendement prévu est atteint. Le document RD-337 spécifie également que la conception d'une centrale nucléaire doit tenir compte de l'expérience d'exploitation acquise dans l'industrie nucléaire, ainsi que des résultats des programmes de recherche pertinents.

Les analyses de sûreté soumises à l'appui d'une demande seront évaluées en fonction des exigences du document RD-310 ayant trait à l'utilisation de méthodes et de données qui ont été validées.

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 de façon générale des facteurs humains lors de la conception et l'application de l'ingénierie des facteurs humains sont décrites à l'alinéa 12 b. L'annexe 12 b fournit une description plus détaillée de l'application de l'ingénierie des facteurs humains dans les centrales nucléaires actuelles et dans les projets de nouvelles centrales nucléaires.

Dispositions dans les centrales nucléaires actuelles

Les deux exemples suivants illustrent comment les facteurs humains et l'interface homme-machine sont tenus 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 de fonctionnement normal ou le seuil de déclenchement d'un système de sûreté. La conception générale de la centrale et les caractéristiques 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 manœuvres nécessaires.

La salle de commande est conçue de façon à ce que l'emplacement des instruments et des commandes utilisés dans les opérations 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 soient 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 19 (vii) décrit le programme de rétroaction de données concernant l'expérience d'exploitation des réacteurs CANDU pour les centrales nucléaires au Canada.

Critères applicables aux nouvelles centrales nucléaires

L'examen réglementaire par la CCSN d'une demande de permis de construction comportera une revue de l'évaluation effectuée de la conception proposée par rapport aux exigences du document RD-337 ayant trait à la fiabilité, à la capacité de fonctionnement et aux facteurs humains.

Les exigences du document RD-337 à l'égard de la fiabilité demandent de tenir compte des défaillances de même origine et de la possibilité que l'équipement soit hors service. On y retrouve des exigences de conception portant sur les défaillances uniques des groupes de sûreté et la conception à sûreté intégrée des SSC importants pour la sûreté. Des aspects spéciaux à tenir en compte relativement au partage de l'instrumentation entre des systèmes de sûreté et le partage de SSC entre des réacteurs sont également décrits.

Le document RD-337 exige que la conception d'une centrale nucléaire comprenne un programme d'ingénierie des facteurs humains. Ce programme devrait permettre de :

- réduire en autant que possible les possibilités d'erreurs humaines;
- prévoir des mécanismes pour déceler les erreurs humaines et des méthodes pour rétablir la situation suite à de telles erreurs; et
- atténuer les conséquences des erreurs.

Le document RD-337 exige que diverses actions en matière de sûreté soient automatisées de sorte que les opérateurs n'aient pas à intervenir à l'intérieur d'une période donnée à partir du 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 attribuées aux systèmes automatiques est facilitée par un examen systématique des facteurs humains et de l'interface homme-machine. La nécessité d'interventions de la part des opérateurs à l'intérieur de courts laps de temps est réduite le plus possible.

Le programme d'ingénierie des facteurs humains devrait faciliter les interactions entre le personnel d'exploitation et la centrale en accordant une attention particulière à l'aménagement de la centrale et aux procédures ainsi qu'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 de l'état de la centrale pendant et après un incident de fonctionnement prévu, un accident de dimensionnement et un accident hors dimensionnement. Ces activités sont facilitées par une instrumentation de surveillance et un aménagement de la centrale adéquats ainsi que par des dispositifs de commande appropriés pour l'exploitation manuelle de l'équipement.

Les interfaces homme-machine de la salle de commande principale, de la salle de commande auxiliaire, du centre de soutien d'urgence et en chantier fournissent aux opérateurs les renseignements nécessaires et appropriés, suivant une présentation facile d'usage et compatible à la prise de décision dans les délais prévus pour intervenir. Les facteurs ergonomiques sont pris en compte dans la conception de la salle principale et du centre de soutien d'urgence afin de s'assurer que l'environnement dans lequel les travailleurs auront à évoluer sera adéquat quelles que soient les conditions qui prévalent.

Des plans de vérification et de validation des facteurs humains sont établis pour toutes les étapes pertinentes du processus de conception afin de confirmer qu'elle permet aux opérateurs d'effectuer toutes les actions nécessaires.

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 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 conditions d'exploitation découlant de l'analyse de sûreté, des essais et de l'expérience d'exploitation soient définies et révisées si 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 significatifs pour la sûreté soient notifiés 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.

Les deux programmes suivants sont pertinents pour cet article: « Conduite des opérations » et « Entretien ». Le rendement des titulaires de permis concernant ces programmes 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*. Le programme « Conduite des opérations » fait partie du domaine de sûreté « Exploitation » tandis que le programme « Entretien » fait partie du domaine de sûreté « Aptitude fonctionnelle de l'équipement ». Au cours de la période de référence, le rendement de tous les titulaires de permis était satisfaisant dans ces deux domaines de sûreté (sauf une exception en 2007). 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 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). La délivrance d'un permis initial d'exploitation est de plus fondée sur une analyse de 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) a et 14 (i) b respectivement. Le rapport final de l'analyse de 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*, de la CCSN.

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 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 de mise en service et le personnel d'exploitation ont reçu la formation requise et qu'ils sont qualifiés pour la mettre en service et l'exploiter de manière sûre, conformément aux procédures approuvées; et
- 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 pré-requis devant être satisfaits pour justifier de poursuivre les activités 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 CCSN doit être obtenue avant de poursuivre les activités au-delà de ces points. Les PCM qui ne font pas partie du permis servent normalement de points de vérification par la CCSN. 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.

L'alinéa 7.2 (ii) précise les informations qu'un demandeur doit soumettre avec une demande de permis d'exploitation.

19 (ii) Limites et conditions d'exploitation

19 (ii) a Détermination des limites d'exploitation sûre

L'alinéa 6 (b) 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 des centrales nucléaires canadiennes ayant la plus grande incidence sur la sûreté se trouvent dans le document définissant la ligne de conduite pour l'exploitation (LCE, voir l'alinéa 9 c). Tout changement à ces limites pouvant avoir une incidence négative sur la sûreté nécessite des justifications de la part du personnel de soutien à l'exploitation et l'approbation de la CCSN.

Les limites d'exploitation sûre satisfont aux exigences réglementaires, aux normes et aux lignes directrices se rapportant à la conception et l'exploitation de centrales nucléaires, incluant les principes de la défense en profondeur. Jusqu'à maintenant, ces limites ont été appliquées en les intégrant aux manuels d'exploitation, aux manuels traitant des indisponibilités (voir l'alinéa 19 (iv) ainsi qu'à la LCE.

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 (par exemple, points de consigne et autres paramètres limitatifs et exigences en matière de disponibilité);
- les exigences relatives aux systèmes fonctionnels (par exemple, paramètres, principes et spécifications relatives aux essais et à la surveillance, exigences de rendement face à des conditions anormales); et
- 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 sûreté relatives au dimensionnement qui sont décrites dans le rapport de l'analyse de sûreté. Les analyses de sûreté examinent les variations du fonctionnement des centrales nucléaires suite à des perturbations des procédés, à des défaillances de systèmes et de composants et à des erreurs humaines. D'autres exigences (par exemple, 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 couvre 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.

19 (ii) b Projet relatif au cadre d'exploitation sûre

L'objectif du projet relatif au cadre d'exploitation sûre (CES) 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. Un des principaux résultats de ce projet a été la publication par le COG de principes et lignes directrices à l'égard du CES qui s'appliquent à l'ensemble des entreprises du secteur nucléaire et qui intègrent les bonnes pratiques et l'expérience d'exploitation des centrales nucléaires au Canada. Le quatrième rapport du Canada donne des renseignements généraux additionnels à ce projet.

L'une des demandes adressées au Canada lors de la troisième réunion d'examen était de poursuivre les projets relatifs au CES en cours dans les centrales nucléaires.

Au cours de la période de référence, un groupe de travail conjoint CCSN-secteur nucléaire a été mis sur pied afin de faciliter un alignement plus uniforme entre les projets relatifs au CES des titulaires de permis et les lignes directrices du COG. L'objectif du groupe de travail est d'améliorer la clarté des limites et conditions d'exploitation et exposer les grandes lignes de la transition de la situation actuelle à un état futur, en se fondant sur l'approche suivie actuellement par les entreprises du secteur nucléaire pour définir et mettre en œuvre le CES. Des efforts sont en cours afin de faire des lignes directrices se rapportant au CES une norme de la CSA au cours de la prochaine période de référence. Il est prévu qu'il ne sera nécessaire d'apporter que des modifications mineures aux principes et exigences énoncés dans le document du COG. Un représentant de la CCSN siège sur le sous-comité de la CSA responsable d'élaborer la nouvelle norme.

Exigences relatives à la sûreté de l'exploitation dans les cas de Bruce Power et d'OPG

Les activités entreprises par OPG et Bruce Power pour préparer et réviser les documents décrivant les exigences relatives à la sûreté de l'exploitation (ESE) des CES des systèmes ont atteint différentes étapes de réalisation. Ces documents fournissent une liste exhaustive des limites d'exploitation sûre pour chacun de ces systèmes. Les documents établissent un lien définitif et pouvant être mis à jour entre l'analyse de sûreté et les ESE. Un processus d'analyse des écarts permet de s'assurer qu'un lien est établi entre les limites d'exploitation sûre définissant les CES et les documents d'exploitation de la centrale. Des efforts additionnels sont en voie d'être entrepris afin de s'assurer que ces liens sont maintenus à jour.

Au cours de la prochaine période de référence, OPG planifie de terminer une révision des rapports portant sur les ESE et d'autres portant sur les calculs de l'incertitude des instruments et préparer des tableaux de conformité au CES, ceux-ci étant annexés aux premiers rapports. L'incorporation des exigences relatives aux paramètres du CES aux documents d'exploitation des centrales Pickering-A, Pickering-B et Darlington devrait être terminée au cours de la prochaine période de référence. Les anomalies sont réglées en suivant les processus normaux de contrôle des changements tels que le contrôle des modifications techniques, la révision des

documents, et la mise à jour du rapport de l'analyse de sûreté. Jusqu'à maintenant, aucune anomalie d'importance n'a été décelée.

Dans le cas des centrales Bruce-A et Bruce-B, Bruce Power a distribué au cours de la période de référence les documents directeurs et le cadre de conformité relatifs au CES et a finalisé les rapports portant sur les ESE et ceux portant sur les calculs de l'incertitude des instruments pour les systèmes ayant la priorité la plus élevée. Présentement, les activités relatives au CES sont axées sur la mise en œuvre complète du programme au cours de la prochaine période de référence.

Point Lepreau

Le projet de Point Lepreau relatif au CES comprend deux étapes. La première visait à examiner et redéfinir le CES des systèmes spéciaux de sûreté et a été menée à bien au cours de la période de référence. Elle comprenait les activités suivantes :

- une révision des documents sur le fondement du CES du RUC et des systèmes d'arrêt d'urgence 1 et 2 et la rédaction d'un document sur le fondement du CES du système de confinement;
- l'enregistrement et la résolution des différences entre le CES et les documents d'exploitation actuels;
- la restructuration et la révision du manuel traitant des indisponibilités des systèmes de sûreté; et
- la préparation d'un manuel sur le fondement technique procurant au personnel d'exploitation les raisons pour les limites en matière d'indisponibilité, en se fondant sur l'application du CES.

La deuxième étape s'inscrit dans le prolongement de la première et visera à appliquer la même approche aux autres systèmes importants pour la sûreté déterminés par l'EPS. En plus de ces systèmes, le titulaire de permis étudiera également les paramètres plus importants des systèmes qui ont un impact direct sur le fonctionnement des systèmes spéciaux de sûreté, mais qui n'y sont pas directement liés. Le travail visant à définir le CES est presque terminé et son application a commencé au début de 2010, l'objectif étant de l'achever au cours de la prochaine période de référence.

Hydro-Québec

Hydro-Québec établira un plan pour définir plus clairement le CES une fois que le document de la CCSN aura été distribué. Il est prévu que la mise en œuvre de ce plan se fera sur une période d'environ 30 mois.

En parallèle aux activités du secteur nucléaire, la CCSN a initié un projet relatif à la surveillance des travaux de la CCSN et des entreprises du secteur nucléaire portant sur le CES. La première phase de ce projet, qui consistait à formuler et communiquer aux titulaires de permis la définition que donne la CCSN au CES, a été menée à bien en 2009. La deuxième phase, devant être achevée au cours de la prochaine période de référence, consiste à participer au développement de la norme de la CSA sur le CSE et à surveiller la mise en œuvre par les entreprises du secteur nucléaire des programmes relatifs au CSE. La troisième phase, l'application réglementaire, est également prévue au cours de la prochaine période de référence.

Suggestion S7 résultant de l'inspection de l'équipe du SEIR

« La CCSN devrait mener à bien le projet portant sur le cadre 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. »

La CCSN a initié un projet qui vise à établir des exigences réglementaires à l'égard de l'élaboration, par les titulaires de permis de centrale nucléaire, de CES pour leurs centrales nucléaires respectives. La première phase consiste à donner une définition au terme « cadre d'exploitation sûre », à définir son objectif et à décrire ses éléments. La phase 2 porte sur la préparation d'un exposé de position concernant les méthodes relatives au CES.

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 incorporées aux 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 13 a). La gouvernance définit les exigences d'ordres organisationnels et administratifs nécessaires pour établir et mettre en œuvre de façon appropriée l'entretien préventif, correctif et prédictif, les programmes d'inspections 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.

Le document S-210 de la CCSN, *Programmes d'entretien des centrales nucléaires*, a été distribué en 2007 et il a été inséré aux permis d'exploitation qui ont été renouvelés au cours de la période de référence. 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 auxquels le fondement d'autorisation fait référence.

Tous les permis d'exploitation de centrale nucléaire comprennent une condition qui précise les exigences relatives à un programme de fiabilité par renvoi à la révision 1 du document S-98 de la CCSN, *Programmes de fiabilité pour les centrales nucléaires*. Ce document stipule que le programme de fiabilité d'une centrale nucléaire doit :

- 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; et
- 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) b), des analyses déterministes (voir l'alinéa 14 (i) a) et de groupes d'experts.

Dans chaque centrale nucléaire, les activités d'exploitation sont encadrées par la LCE qui prescrit les exigences que les procédures d'entretien et d'essai des systèmes spéciaux de sûreté doivent satisfaire. Ces procédures sont conçues de sorte qu'aucune fonction de sûreté ne soit jamais mise à risque par des activités 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)).

L'alinéa 14 (ii) a décrit les exigences particulières ayant trait aux essais devant être effectués pour confirmer la disponibilité/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 et des essais. Dans les centrales de Pickering et Darlington, OPG a modifié la commande de systèmes fonctionnels importants pour la rendre numérique et à mis à niveau l'équipement et les logiciels des ordinateurs de commande et des ordinateurs des systèmes d'arrêts d'urgence. Des modifications ont également été apportées à d'autres 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 est en voie d'être installé à Darlington afin de cerner et localiser les grappes de combustible défectueuses et de sorte qu'elles soient retirées du réacteur en temps opportun. Des modifications

sont également en voie d'être apportées au système de manutention du combustible à Darlington. Celles-ci amélioreront la fiabilité de ce système et la gestion de la réactivité. Bruce Power a mis à niveau l'armoire d'échantillonnage du système d'arrêt d'urgence no. 2 à Bruce-B afin d'éliminer des dangers radiologiques liés aux activités régulières d'échantillonnage.

19 (iv) Procédures d'intervention en cas d'incident d'exploitation prévu et d'accident

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.

Les procédures utilisées par le personnel des centrales nucléaires pour effectuer des opérations courantes au niveau de la centrale ou de ses systèmes auxiliaires figurent dans les manuels d'exploitation. Elles sont habituellement regroupées en deux catégories :

- 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; et
- les procédures intégrées qui servent à coordonner les manœuvres d'importance, comme la mise en service et la mise à l'arrêt d'une centrale.

Des procédures ont également été mises en place pour faire face à divers cas d'incident d'exploitation prévu et d'accident.

Les interventions suite aux incidents d'exploitation prévus et aux accidents sont gérées au moyen d'une structure hiérarchisée de procédures propre à chaque centrale nucléaire. Bien que ces procédures varient d'une centrale nucléaire à l'autre, leur structure générique comprend les éléments suivants :

- les manuels d'exploitation;
- le manuel des fiches d'alarme;
- le manuel d'exploitation sur incidents;
- le manuel traitant des indisponibilités; et
- le manuel de radioprotection (ou les directives de radioprotection).

Les fiches d'alarme fournissent au personnel d'exploitation des renseignements concernant l'activation des alarmes. Ces procédures font notamment état de points de consigne, de causes probables d'alarme et de documents de référence et autres données pertinentes ainsi que des mesures que doit prendre l'opérateur.

Les procédures qui figurent dans le manuel d'exploitation sur incidents ont pour but de guider le personnel d'exploitation lorsque survient une indisponibilité d'un système de sûreté, une défaillance d'un système fonctionnel, ou encore un événement attribuable à des causes communes. Par exemple, OPG dénombre les trois catégories suivantes de procédures dans le manuel d'exploitation sur incidents :

- les procédures en cas de condition anormale des systèmes de sûreté;
- les procédures d'exploitation en cas d'urgence; et

- les procédures de surveillance des paramètres critiques de sûreté.

Dans d'autres entreprises du secteur de l'énergie nucléaire, les procédures d'exploitation dans des conditions anormales et les procédures d'exploitation en cas d'urgence font l'objet de manuels distincts.

Les procédures en cas de condition anormale des systèmes de sûreté font état des mesures compensatoires à prendre lorsqu'un système de sûreté subit une défaillance ou devient indisponible, tandis que les procédures d'exploitation en cas d'urgence indiquent les mesures que les opérateurs doivent mettre en œuvre lors d'un accident pour placer la centrale dans un état sûr et préserver la santé et la sécurité, tant des travailleurs que des membres du public. Les procédures de surveillance des paramètres de sûreté critiques dictent une surveillance accrue de ces paramètres lorsque surviennent des accidents et elles constituent un mécanisme d'appui aux procédures d'exploitation en cas d'urgence (pour les procédures à suivre sur le site en cas d'urgence nucléaire, voir l'alinéa 16.1 b).

Les procédures figurant dans le manuel traitant des indisponibilités précisent les mesures à prendre lorsque certaines indications laissent présumer que les conditions d'exploitation se rapprochent, ou ont dépassé, les limites d'exploitation sûre.

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; et
- 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 précise également l'effectif minimal devant être respecté en tout temps dans la centrale nucléaire. Cette exigence permet à la CCSN de s'assurer qu'il y aura toujours sur les lieux un nombre suffisant d'employés qualifiés pour intervenir en cas d'urgence (pour de plus amples renseignements, voir l'annexe 11.2 a).

Les éléments fondamentaux des procédures des titulaires de permis couvrant les interventions en cas d'incident et d'événement prévus sont restés les mêmes pendant la période de référence. En règle générale et suivant la description des deuxième et troisième rapports canadiens, les titulaires de permis ont élaboré et mettent toujours à jour des procédures pour composer avec les situations, incidents et événements pouvant survenir en cours d'exploitation. Ces procédures comprennent la détermination des causes fondamentales et la prise de mesures correctives appropriées à la situation.

Les événements les plus importants sur le plan de la sûreté ayant survenus dans les centrales nucléaires canadiennes au cours de la période de référence sont énumérés en ordre chronologique 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 aux personnes ou à l'environnement. Par exemple, aucune défaillance grave d'un système fonctionnel n'est survenue au cours de la période de référence.

Les événements rapportés dans le cadre du système des événements nucléaires sur le Web (NEWS) de l'AIEA reçoivent une cote selon l'Échelle internationale de gravité des événements nucléaires (INES) afin de s'assurer que leur importance sur le plan de la sûreté est comprise sur la scène internationale. Au cours de la période de référence, deux événements survenus au Canada ont été rapportés conformément à ce système et ils se sont vus attribuer de façon préliminaire la cote 0 de l'INES.

Lignes directrices pour la gestion des accidents graves

Question C-3 adressée au Canada lors de la quatrième réunion d'examen
« *Élaboration et mise en œuvre de lignes directrices pour la gestion des accidents graves (LDGAG) et planification et exécution d'exercices de validation.* »

En cas d'accident grave, le personnel d'exploitation d'une centrale nucléaire doit normalement déclarer une urgence générale dans la centrale et mettre en œuvre le plan des mesures d'urgence sur le site. Les changements effectués pour faciliter la gestion des accidents graves se sont concentrés sur la chaîne de commande en cas d'incident, en veillant tout particulièrement à assurer par tous les moyens pertinents et disponibles, que les fonctions de contrôle, refroidissement et confinement, essentielles pour garantir la sûreté et l'atténuation des effets, soient maintenues.

La mise en œuvre des lignes directrices relatives à la gestion des accidents graves (LDGAG) dans les centrales a atteint différentes étapes aux différentes installations. 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 16.1 c) 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 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. La plupart des changements prévus visent à faciliter la gestion des accidents graves sur le site par les titulaires de permis de centrale nucléaire.

L'annexe 19 (iv) décrit les progrès réalisés au cours de la période au chapitre de la mise en œuvre des LDGAG à chacune des centrales nucléaires. La CCSN surveille ces activités de mise en œuvre et agit à titre d'observateur lors de certains des exercices de validation.

L'annexe 14 (i) c donne des exemples, particuliers à Point Lepreau, de modifications de la conception qui ont été apportées dans les centrales nucléaires pour tenir compte de conditions pouvant prévaloir au cours d'accidents graves.

Suivi de la perte du réseau électrique (panne majeure d'électricité) survenue à Pickering le 14 août 2003

Tel que souligné dans le troisième rapport canadien, le suivi de la perte du réseau électrique (coupure majeure d'électricité) survenue à Pickering le 14 août 2003 a montré que certaines des hypothèses de la conception et de l'exploitation pouvaient se révéler fausses dans de telles circonstances. En particulier, la fonction injection haute pression du système RUC, qui est la même pour Pickering-A et Pickering-B, a été indisponible pendant 5 heures et demie à cause de la perte d'alimentation électrique au niveau des pompes haute pression. De plus, le rétablissement de l'eau de service d'urgence haute pression pour toutes les tranches de Pickering-B a été retardé parce que la pression à l'aspiration des pompes haute pression de l'eau de service d'urgence était trop basse. Pendant ce temps, l'eau d'extinction des incendies n'était pas disponible à Pickering-B. Pendant la perte d'alimentation électrique hors site, trois tranches de Pickering-B sont demeurées dans l'état chaud et pressurisé, la chaleur étant évacuée par les générateurs de vapeur qui fonctionnaient en mode thermosiphon. La CCSN a demandé à OPG de déterminer les modifications qui pourraient être apportées à la conception, aux analyses, aux essais et à l'entretien des installations afin d'atténuer la possibilité que des cas semblables ne se reproduisent.

Afin de satisfaire au besoin en alimentation électrique nécessaire pour assurer le refroidissement des tranches, une modification majeure de la conception consistant en l'installation d'un système d'alimentation électrique auxiliaire a été entreprise à Pickering. Pendant les travaux pour mettre ce système en service, une génératrice de secours d'une capacité de 22 MW et pouvant être activée à distance a été mise en place afin de pouvoir alimenter les pompes à haute pression du système RUC suite à toute panne majeure d'électricité éventuelle.

Le système d'alimentation électrique auxiliaire est muni de deux turbines à combustion, chacune d'une capacité de 45 MW, qui peuvent répondre aux besoins en électricité de la centrale nucléaire en cas de panne majeure d'électricité, en alimentant directement le système électrique de celle-ci. La conception de ce système auxiliaire a été effectuée en 2006 et il est disponible depuis 2007.

Des modifications ont été apportées aux systèmes de régulation du turbo-alternateur afin d'accroître la possibilité que les tranches puissent continuer de fonctionner suite à un événement similaire.

Les questions toujours en suspens suite à la perte majeure d'électricité survenue 2003 ont trait à la capacité de l'approvisionnement en eau de service, la surveillance et l'entretien du système d'eau de service, et la capacité de l'approvisionnement en eau de lutte contre les incendies. OPG a amélioré la capacité du système d'eau de service en faisant un entretien complet et en améliorant le rendement des pompes de l'eau de service d'urgence. OPG a également rédigé et soumis un document sur les exigences relatives à la sûreté de l'exploitation portant sur les

systèmes d'eau de service. Ce document démontrait que les systèmes d'eau de service pouvaient répondre à toutes les exigences de capacité les concernant.

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 du 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 (par exemple, EACL) 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 recherche et de développement (R-D) sur les réacteurs CANDU en soutien aux centrales nucléaires actuellement en service est décrit à l'appendice E.

Les titulaires de permis au Canada 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; et
- la capacité d'agir à titre de chef de file sur des questions techniques au sein du secteur nucléaire canadien.

EACL et 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. À EACL, 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 habiletés scientifiques et d'ingénierie sont maintenues;
- des règles et procédures de conception appropriées, y compris codes et normes, sont utilisés;
- les travaux d'ingénierie sont effectués par du personnel qualifié se servant de méthodes appropriées conformes aux procédures d'EACL.

19 (vi) Rapports sur les incidents importants sur le plan de la sûreté

Les dossiers d'état de la centrale et les rapport d'événements, soumis par les titulaires de permis conformément à la condition du permis d'exploitation qui fait référence au document S-99 de la CCSN, *Rapports à soumettre par les exploitants de centrales nucléaires*, constituent les sources principales de renseignements. Ils renferment des renseignements sur les événements non souhaitables qui sont jugés avoir de l'importance pour 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 d'application de la réglementation S-99. 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.

Le Canada est tenu de notifier 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, puis de les transmettre à l'AIEA. 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 haut niveau et dans les rapports d'inspection. Le choix des questions devant être communiquées au public et dans le cadre de forums internationaux est effectué lors de la préparation des rapports de notification rapide qui sont soumis au tribunal de la Commission. Des lignes directrices relatives à ce processus de triage sont en voie d'élaboration.

À OPG, 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 (par exemple, une détérioration imprévue de l'équipement, des questions de gestion décelées de différentes façons, y compris lors d'examen par des pairs de l'Association mondiale des exploitants de centrales nucléaires (WANO), des lacunes de la conception).

19 (vii) Retour d'expérience relative à l'exploitation

Bonne pratique G-5 relevée au Canada lors de la quatrième réunion d'examen
« *L'approche suivie pour le partage de renseignements avec le Groupe des propriétaires de CANDU, le Groupe des cadres supérieurs des organismes de réglementation et WANO concernant l'OPEX, incluant des conférences régulières.* »

Les titulaires de permis analysent les événements ayant une importance relativement faible sur le plan de la sûreté et en dégagent les tendances pour éviter que des événements ayant des conséquences plus graves ne se produisent. Une description du programme de collecte et d'analyse des données relatives à l'expérience d'exploitation figure à l'annexe 19 (vii). Cette annexe contient également des précisions sur la collecte et le partage par EACL des données relatives à la conception.

Les problèmes et questions soulevés par l'examen des événements qui pourraient s'appliquer à d'autres centrales nucléaires sont relevés, puis portés à l'attention des inspecteurs de la CCSN en poste dans les 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, des mesures additionnelles sont exigées. Il convient par ailleurs de souligner que les inspecteurs de la CCSN en poste dans les 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'expérience d'exploitation 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'expérience d'exploitation contenus dans cette base de données.

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 de l'entreposage à long terme des déchets radioactifs et du combustible usé incombe aux titulaires de permis.

Mesures prises

Les méthodes utilisées dans les 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, en 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;
- en 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;
- en 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; et
- 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 moyenne activité sont par la suite répartis en plusieurs catégories, dont :

- les incinérables,
- les compactables, et
- 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

Tous les déchets radioactifs des centrales nucléaires sont présentement en stockage provisoire puisque le Canada ne dispose pas, à l'heure actuelle, d'installations d'évacuation. 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 déchetant 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 comme pour toutes les activités nucléaires, les installations de traitement des déchets radioactifs doivent faire l'objet d'un permis délivré par la CCSN et se conformer à tous les règlements pertinents et à 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 troisième *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 2008, donne des renseignements supplémentaires sur les dispositions prises au Canada relatives aux déchets radioactifs de faible et 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 canadienne sur l'évaluation environnementale</i> | http://www.ceaa-acee.gc.ca/013/intro_e.htm |
| <i>Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires</i> | http://laws.justice.gc.ca/fra/N-28.3/index.html |
| <i>Règlement général sur la sûreté et la réglementation nucléaires</i> | http://laws.justice.gc.ca/fra/DORS-2000-202/index.html |
| <i>Règlement sur la radioprotection</i> | http://laws.justice.gc.ca/fra/DORS-2000-203/page-1.html |
| <i>Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I</i> | http://laws.justice.gc.ca/fra/DORS-2000-204/page-1.html |
| Agence canadienne d'évaluation environnementale | http://www.ceaa-acee.gc.ca |
| Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA) | http://www.iaea.org |
| Bruce Power Inc. | http://www.brucepower.com |
| CANTEACH | http://canteach.candu.org |
| Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) | http://www.nuclearsafety.gc.ca |
| Énergie atomique du Canada limitée (EACL) | http://www.aecl.ca |
| Énergie nucléaire Nouveau-Brunswick (ENNB) | http://www.nbpower.com |
| Groupe des propriétaires de CANDU (COG) | http://www.candu.org |
| Hydro-Québec | http://www.hydroquebec.com |
| Institut de technologie de l'Université de l'Ontario | http://www.uoit.ca/ |
| Ontario Power Generation (OPG) | http://www.opg.com |
| Réseau d'excellence universitaire en génie nucléaire (UNENE) | http://www.unene.ca |
| Ressources naturelles Canada (NRCan) | http://www.nrcan-rncan.gc.ca |
| Santé Canada (SC) | http://www.hc-sc.gc.ca |

Appendice B

Liste et état des centrales nucléaires au Canada

| Réacteur | Titulaire du permis: | Capacité brute MW(e) | Début de la construction | Première criticité | État |
|------------------------|----------------------|----------------------|--------------------------------|--------------------|------------------------------------------------------------|
| Bruce-A, tranche 1 | Bruce Power | 904 | 1 ^{er} juin 1971 | 17 décembre 1976 | Libre de combustible: 31 décembre 1997; réfection en cours |
| Bruce-A, tranche 2 | Bruce Power | 904 | 1 ^{er} décembre 1970 | 27 juillet 1976 | Libre de combustible: 8 octobre 1995; réfection en cours |
| 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 | HQ | 675 | 1 ^{er} avril 1974 | 11 septembre 1982 | En service |
| Pickering-A, tranche 1 | OPG | 542 | 1 ^{er} juin 1966 | 25 février 1971 | Remise en service en 2005 |
| Pickering-A, tranche 2 | OPG | 542 | 1 ^{er} septembre 1966 | 15 septembre 1971 | En voie d'être mise en état d'arrêt sûr |
| Pickering-A, tranche 3 | OPG | 542 | 1 ^{er} décembre 1967 | 24 avril 1972 | En voie d'être mise 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 1974 | 23 octobre 1982 | En service |
| 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 |

| Réacteur | Titulaire du permis² | Capacité brute MW(e) | Début de la construction | Première criticité | État |
|------------------------|----------------------------------------|-----------------------------|---------------------------------|---------------------------|-------------------------------------------------------------|
| Pickering-B, tranche 8 | OPG | 540 | 1 ^{er} septembre 1976 | 17 déc. 1985 | En service |
| Point Lepreau | CEN N.-B. | 680 | 1 ^{er} mai 1975 | 25 juillet 1982 | Libre de combustible: 10 mai 2008; réfection en cours |

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

- Programme de contrôle de la chimie
- Programme relatif aux relations avec la collectivité
- Plan de déclassement et garanties financières
- Description de la conception
- Programme d'ingénierie de la conception, incluant :
 - le programme de contrôle des modifications techniques
 - le programme de mise en service
 - le programme de gestion de la configuration
- Programme de surveillance de l'environnement et des effluents (radioactifs et autres)
- Programme de protection de l'environnement
- Programme de préparation aux situations d'urgence
- Programme de qualification environnementale
- Programme de protection contre les incendies
- Programme relatif aux facteurs humains
- Programme d'entretien, y compris les programmes d'inspections périodiques et en cours de fonctionnement
- Programme de contrôle des substances nucléaires
- Programme de santé et sécurité au travail (non radiologique)
- Programme d'exploitation
- Programmes de dotation et de formation
- Structure organisationnelle de gestion, y compris :
 - les documents décrivant la structure de l'organisation, les rôles et responsabilités des différentes unités organisationnelles et de la direction; et
 - les documents de gouvernance à l'égard de l'exploitation au jour le jour
- Programme d'ingénierie du rendement, y compris :
 - les programmes de surveillance technique des systèmes, des composants et de l'équipement et à l'égard des rapports connexes; et
 - le programme de gestion du vieillissement
- Programme d'assurance de la qualité, incluant les programmes relatifs aux mesures correctives et à l'expérience d'exploitation
- Programme de radioprotection
- Programme de fiabilité, y compris des systèmes de sûreté et des systèmes liés à la sûreté, dont
 - les essais de fonctionnement des systèmes de sûreté et des systèmes liés à la sûreté, et
 - les analyses de fiabilité à l'appui
- Programme des garanties
- Rapport d'analyse de sûreté et toutes autres analyses ou évaluations connexes
- Programme de sécurité

- Plans d'amélioration de la centrale
- Programme de gestion des déchets

Appendice D

Événements importants au cours de la période de référence

| Centrale Date Sujet | Description | Mesures correctives prises par le titulaire de permis | Mesures prises par la CCSN |
|---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| Bruce-B Tranches 5 et 7 Août - octobre 2007 Isolation de l'enceinte de confinement suite à un haut niveau de radioactivité | <p>Suite au retrait du réacteur d'une grappe de combustible défectueuse, on a observé que plusieurs soudures entre les gaines du combustible et les bouchons des éléments étaient endommagées. Un examen a déterminé que les fissures des soudures s'étaient agrandies considérablement lorsque la grappe a été repoussée dans la machine à combustible après le retrait du combustible. Cependant, la limite de la quantité totale d'iode dans le circuit caloporteur primaire nécessitant un arrêt n'a jamais été approchée lorsque la grappe était dans le réacteur. Deux mois plus tard, on a trouvé une deuxième grappe défectueuse, celle-ci ayant deux soudures endommagées. La quantité d'iode dans les réacteurs en service à Bruce a été en tout temps bien en deçà de la limite nécessitant un arrêt du réacteur.</p> | <p>Après que la première grappe de combustible défectueuse eut été découverte, Bruce Power a mis en quarantaine approximativement 15 000 grappes de combustible et a déterminé qu'approximativement 100 d'entre elles présentaient un risque élevé. L'enquête menée par le titulaire de permis et le fabricant de ces grappes a conclu que les deux grappes défectueuses avaient été assemblées la même journée. Par mesure de précaution, Bruce Power a fait un suivi de toutes les grappes produites depuis novembre 2005. Des examens après irradiation ont été effectués afin de déterminer la cause fondamentale.</p> <p>Le fabricant a également mené une enquête exhaustive et pris des mesures correctives.</p> <p>Bruce Power a partagé son expérience avec les autres titulaires de permis. Suite à</p> | <p>Le personnel de la CCSN a effectué une inspection du programme de gestion du combustible de Bruce Power et a déterminé que les mesures qu'elle avait prises étaient acceptables.</p> |

| Centrale Date Sujet | Description | Mesures correctives prises par le titulaire de permis | Mesures prises par la CCSN |
|------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| | | ces informations, le combustible à Point Lepreau a également été mis en quarantaine afin d'évaluer la possibilité de défaillances similaires. Un examen intensif de l'inventaire, incluant les grappes irradiées et celles qui ne le sont pas, a été effectué à Gentilly-2 et il a été conclu qu'il n'y avait aucune grappe de combustible défectueuse sur ce site. On a également augmenté à cette centrale la grosseur de l'échantillon de grappes disponibles pour chargement prioritaire. | |
| Pickering-A Tranches 1 et 4 Mai 2007 Arrêt des tranches dû à la possibilité d'une perte d'alimentation électrique | Au cours d'inspections et de réparations des salles à l'épreuve de la vapeur, on a décelé qu'une modification apportée en 2005 était défectueuse en ce que l'alimentation électrique de la ventilation de certaines de ces salles avaient été interrompue. Sans cette ventilation, la disponibilité de la barre de transfert inter-centrale (BTIC) ne pouvait pas être assurée en cas d'une rupture d'une conduite de vapeur principale. La BTIC sert à alimenter, à partir de Pickering-B, de l'équipement devant jouer un rôle essentiel suite à une telle rupture dans le bâtiment de la turbine de Pickering-A. Lors des pires | OPG a mis Pickering-A à l'arrêt pendant que des modifications temporaires étaient conçues et installées afin de rétablir la fonctionnalité de la BTIC. Des modifications permanentes couvrant le long terme ont été mises en place en 2010. L'autorisation de redémarrer les tranches 1 et 4 a été accordée une fois que les modifications temporaires ont été achevées. OPG a apporté depuis 2007 un nombre d'améliorations afin de tenir compte des causes fondamentales de cet événement, y compris celles liées à la culture de sûreté. On a également effectué un nombre | Le personnel de la CCSN a examiné les modifications à la conception et à l'exploitation apportées pour rétablir la fonctionnalité de la BTIC, le rapport de l'enquête menée par OPG pour déterminer les causes fondamentales et les rapports portant sur l'ampleur du problème (servant à déterminer dans quelle mesure il faudrait s'inquiéter). Il a formulé 15 recommandations qui ont été prises en compte par OPG. Il a de plus effectué des vérifications sur le site en octobre 2009 afin de déterminer l'efficacité |

| Centrale Date Sujet | Description | Mesures correctives prises par le titulaire de permis | Mesures prises par la CCSN |
|------------------------------------------------------------------------------------------------|------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| | scénarios d'accident, la BTIC n'avait pas la capacité requise et la chute de voltage du côté des charges était inacceptable. | d'autoévaluations. | des mesures correctives. |
| Point Lepreau Septembre 2007 Anomalie d'un indicateur du système des barres liquides | Une anomalie d'une indication de niveau du système de contrôle des barres liquides (indication erronée) a entraîné le retrait du cœur du réacteur d'un ensemble de barres de compensation. Le retrait a été initié par le système de régulation du réacteur lorsque l'indication du niveau moyen des barres liquides a baissé de façon erronée en deçà de 20 %. Le changement à la configuration des mécanismes de réactivité ainsi apporté a entraîné des augmentations localisées de la puissance du réacteur qui ont provoqué le déclenchement des systèmes d'arrêt d'urgence 1 et 2. | L'anomalie de l'indication de niveau du système de contrôle des barres liquides a été attribuée à un manque de stabilité de la pression dans le collecteur d'équilibrage de ce système, ce qui a causé l'instrumentation du système à générer des indications de bas niveau erronées. Le titulaire de permis : <ul style="list-style-type: none"> • a remplacé des composants défectueux; • a révisé les plans d'inspection et d'entretien préventif des organes de contrôle de la pression du collecteur d'équilibrage; • a identifié les organes de contrôle d'autres systèmes importants pour la sûreté et a effectué, au besoin, les inspections et l'entretien préventif de ces derniers; et • a partagé l'OPEX avec les autres entreprises du secteur nucléaire. | Le personnel de la CCSN juge que l'évaluation de l'événement effectuée par le titulaire de permis et les mesures correctives qu'il a prises sont satisfaisantes. |
| Darlington | Pendant un travail d'entretien régulier | L'opérateur en salle de commande a | Le personnel de la CCSN était |

| Centrale Date Sujet | Description | Mesures correctives prises par le titulaire de permis | Mesures prises par la CCSN |
|--------------------------------------------------------------------------------------------|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| Tranche 4 Juillet 2008 Insertion dans le cœur de barres d'arrêt | des dispositifs d'embrayage des barres d'arrêt du banc pair, l'alimentation électrique à ces dispositifs (qui maintient les barres suspendues et armées) a été transférée à l'alimentation électrique de relève. Cette alimentation de relève a été subséquemment perdue, entraînant l'insertion dans le cœur des barres d'arrêt du banc pair du système d'arrêt d'urgence no. 1. | déclenché manuellement le système d'arrêt d'urgence no. 1, occasionnant l'insertion dans le cœur du reste des barres d'arrêt (le banc impair) et entraînant ainsi l'arrêt du réacteur. Le couvercle du support du fusible de l'alimentation électrique de relève a été identifié comme la cause probable de l'événement. Une agrafe était endommagée et ne permettait plus d'établir un bon contact entre le fusible et le couvercle. | satisfait des mesures prises par OPG suite à cet événement. |
| Pickering-B Tranche 7 Avril 2008 Baisse de la concentration du gadolinium | Suite à une diminution inexplicquée de la concentration du gadolinium qui s'est produite alors que la tranche était en état d'arrêt garanti par surempoisonnement, le circuit modérateur a été vidangé afin d'assurer l'arrêt garanti du réacteur. Une enquête de l'événement a déterminé que la présence d'une concentration élevée de CO ₂ , provenant de petites fuites du système du gaz annulaire, a entraîné la formation d'oxalate de gadolinium, matière insoluble, dans la calandre. | Le titulaire de permis a demandé d'établir l'état d'arrêt garanti en se servant des barres d'absorption. Il a ensuite remplacé le tube de calandre qui avait une fuite, rétabli la concentration de gadolinium à des niveaux normaux et remis la tranche en service. | Le personnel de la CCSN a examiné et approuvé la demande d'OPG d'établir l'état d'arrêt garanti en se servant des barres d'absorption afin d'évaluer la situation et effectuer les réparations nécessaires. |
| Gentilly-2 | Un système de détection et de localisation des fuites de vapeur doit | Le système de détection et de localisation des fuites de vapeur est maintenant | L'événement a été rapporté au tribunal de la Commission à la |

| Centrale Date Sujet | Description | Mesures correctives prises par le titulaire de permis | Mesures prises par la CCSN |
|-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| Avril 2008 Système de détection et de localisation des fuites de vapeur | être installé sur les conduites de vapeur à l'intérieur du bâtiment réacteur. Ce système devait être mis en service en 2005, mais les activités de mise en service n'avaient jamais été achevées et ce système est resté indisponible. Le personnel de la CCSN a découvert cette non-conformité au permis en 2008. | disponible. Une analyse de cet événement important et un rapport détaillé sur celui-ci ont été préparés. Toutes les mesures nécessaires pour résoudre le problème ont été prises. | réunion de la Commission du 21 août 2008. Le personnel de la CCSN a par la suite effectué un suivi de cet événement. |
| Gentilly-2 Octobre 2009 Déclenchement du système d'arrêt no. 1 suite à un faible débit dans le circuit caloporteur primaire | Alors que la synchronisation d'une des quatre turbines à gaz au réseau électrique était en cours, un défaut a occasionné le fonctionnement d'un disjoncteur de protection de l'alimentation électrique d'urgence contre les surcharges de tension qui, à son tour, a entraîné le fonctionnement de trois autres disjonctions sur la ligne d'alimentation d'un des deux transformateurs de la centrale. Un transfert lent du transformateur principal à celui de relève a mené au faible débit dans le circuit caloporteur primaire qui a entraîné le déclenchement du système d'arrêt d'urgence no. 1. Un transfert au transformateur de réserve a permis de rétablir l'alimentation électrique à la centrale. | Un rapport d'événement détaillé a été produit afin de tenir compte de tous les problèmes liés à cet événement. Le fonctionnement du disjoncteur et le délestage rapide de la turbine font présentement l'objet d'une enquête par Hydro-Québec. | L'événement a été rapporté au tribunal de la Commission lors de la réunion de la Commission du 5 novembre 2009. Les faits et les mesures correctives prises ont été acceptés. |

| Centrale Date Sujet | Description | Mesures correctives prises par le titulaire de permis | Mesures prises par la CCSN |
|-------------------------------------------------------------|------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| | Un délestage de la turbine a été effectué manuellement 12 secondes plus tard. Cet événement n'a pas eu d'incidence négative sur le public, l'environnement ou les travailleurs. Les systèmes de sûreté de la centrale ont fonctionné de façon appropriée et la centrale n'a jamais été à risque. | | |
| Darlington Décembre 2009 Déversement d'eau | Au cours d'activités d'entretien du système d'eau de service d'urgence, de l'eau du lac a été pompé par mégarde dans le réservoir de stockage de l'eau d'injection (RSEI), celui-ci faisant partie du système de refroidissement d'urgence du cœur. Le RSEI a débordé, une partie de l'eau se retrouvant dans un puisard à l'intérieur du bâtiment et le reste sur le sol d'où elle a coulé vers des drains de la cour qui eux se déchargent dans le lac Ontario. Le REIS contient de l'eau déminéralisée qui, à des fins de prévention de la corrosion, est traitée avec le l'hydrazine. Il contient également du tritium en faible concentration, suite à l'essai des vannes d'injection aux quatre réacteurs. | OPG a déterminé que la quantité d'eau du RSEI déversée dans la cour ne dépassait pas 210 000 litres, une partie de celle-ci se retrouvant dans le lac. Le reste se trouve à l'intérieur du bâtiment, soit dans le RSEI ou le puisard de la salle d'équipement du système RUC. Les drains dans la cour ont été couverts afin de prévenir d'autres rejets vers le lac. OPG a rapporté l'événement à la CCNS, au ministère de l'Environnement de l'Ontario et aux autorités locales. Les échantillons prélevés dans les usines de traitement des eaux des environs dans les trois jours qui ont suivi n'ont révélé aucune concentration de tritium dépassant la valeur du bruit de fond. Les prévisions découlant des échantillons pris à différents endroits dans la cour indiquent | Le personnel de la CCSN a examiné les mesures prises par OPG et en a fait part au tribunal de la Commission. Aucune autre mesure ne s'est révélée nécessaire. |

| Centrale Date Sujet | Description | Mesures correctives prises par le titulaire de permis | Mesures prises par la CCSN |
|----------------------------------------------------------------------|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| | | que le tritium présent dans l'eau qui s'est déversée était équivalent à 0,003 % de la limite opérationnelle dérivée (LOD). | |
| Bruce-A Tranche 1 Novembre 2009 Contamination alpha | <p>Alors qu'ils effectuaient une mesure régulière de la contamination atmosphérique dans la voûte de la tranche 1, en réfection à ce moment-là, des travailleurs ont découvert un niveau élevé de contamination alpha. Une équipe a été assemblée afin de déterminer combien de travailleurs avaient été exposés et ceux pour lesquels il faudrait effectuer une mesure de la dose alpha. Au total, on a évalué l'exposition de 563 travailleurs et il a été estimé que 192 d'entre eux avaient reçu une dose dépassant 1 mSv (nécessitant ainsi une mesure de la dose), dont 92 travailleurs pour lesquels la dose dépassait possiblement 2 mSv et 27 travailleurs qui avaient possiblement reçu plus de 5 mSv.</p> <p>Les analyses d'échantillons à des fins d'essais biologiques obtenus des travailleurs possiblement les plus exposés, au cours de la période allant jusqu'à mars 2010, ont indiqué que les</p> | <p>Bruce Power a tout de suite pris des mesures pour identifier la contamination et la confiner. Les travaux dans la voûte ont été interrompus jusqu'à cela fin de la décontamination.</p> <p>Les travailleurs possiblement contaminés lors de cet incident n'ont pas été assignés à des travaux en milieu radioactif jusqu'à ce que des renseignements additionnels sur les expositions aient été obtenus.</p> <p>Une surveillance accrue des travailleurs concernés et une enquête pour déterminer les causes fondamentales se poursuivent.</p> | <p>Le personnel de la CCSN a effectué une inspection et conclu que Bruce Power avait pris des mesures appropriées pour confiner la contamination et préserver la santé et la sécurité des travailleurs.</p> <p>À la fin de la période de référence, la CCSN continuait de faire un suivi de la situation et des activités entreprises par Bruce Power pour y remédier. Il n'y avait aucun risque pour le public et l'environnement. Toutes les exigences réglementaires, incluant celles relatives aux rapports à soumettre, avaient été satisfaites.</p> |

| Centrale Date Sujet | Description | Mesures correctives prises par le titulaire de permis | Mesures prises par la CCSN |
|------------------------------------|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|------------------------------------------------------------------|-----------------------------------|
| | doses reçues étaient passablement inférieures aux limites réglementaires. D'autres analyses de ce type dans le cas d'autres travailleurs possiblement exposés sont en cours. Les résultats définitifs sont attendus en juin 2010. | | |

Appendice E

Recherche sur la sûreté nucléaire dans les 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. Dans le cadre de l'obtention d'un permis au Canada, le demandeur est tenu 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 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 prolongement de la durée de vie et de nouvelles centrales nucléaires.

La nécessité de conduire des recherches expérimentales a été renforcé 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'article 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 et des projets de prolongement 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 l'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 questions émergentes 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; et l'ensemble d'outils normalisés de l'industrie (les logiciels servant à la conception, aux analyses de 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. La nature des travaux présentement en cours dans chacun des domaines est décrite ci-après, des précisions additionnelles 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 cette 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 conjointement avec 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 – couvrant 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 – couvrant 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 des autres dommages possibles au réacteur dans un tel cas.
- La technologie des analyses de sûreté : couvrant les activités en appui aux logiciels utilisés pour les analyses de sûreté et aux méthodes et approches d'analyse utilisées par l'ensemble des entreprises du secteur nucléaire.
- La conception et le rendement du combustible – couvrant 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 lorsqu'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 lorsqu'en fonctionnement normal.
- Le vieillissement des centrales et le prolongement de leur durée de vie – couvrant les activités qui servent à mieux quantifier l'incidence 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 : couvrant 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 fournir des techniques et instruments bien fondés sur le plan technique pour évaluer et contrôler les doses dues 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 dû au 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 la prévention de la pollution : les activités se rapportant aux déchets radioactifs (de faible et moyenne activités) 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 efficiente 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 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 le nettoyage des générateurs de vapeur et des échangeurs de chaleur

Ensemble d'outils normalisés de l'industrie

Le programme relatif à l'ensemble d'outils normalisés de l'industrie vise à consolider les activités concernant la qualification, le développement et l'entretien de différents programmes informatiques servant à la conception, aux analyses de sûreté et au soutien opérationnel des réacteurs CANDU. Présentement, ce programme est axé 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. L'EACL effectue présentement beaucoup de R-D dans le cadre du développement des conceptions de réacteur de types RCA-1000 et du type C6 amélioré (version améliorée du CANDU 600) (pour plus de renseignements, voir la section D.1 du chapitre I). 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 couvre présentement les programmes suivants :

Canaux de combustible

- la recherche sur la science des matériaux requise pour comprendre le rendement de l'enveloppe de 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 des 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

incidences 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 dans les centrales nucléaires

Physique et combustible

- la recherche visant à comprendre la physique des réacteurs et des rayonnements ainsi que la technologie du combustible nucléaire de sorte à 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 se conforment 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 aux programmes d'assurance de la qualité et des exigences

Information et commande

- la recherche permettant d'acquérir les connaissances requises pour concevoir, faire l'entretien et améliorer les mécanismes de commande, d'affichages, 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.

Le budget annuel du programme de recherche et de soutien est d'environ 3,2 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 fiscale.

Dans le cadre du programme de recherche et de soutien, des subventions et des contributions sont accordées à différents organismes dont :

- la Commission internationale des unités et des mesures radiologiques (CIUMR);
- l'Association canadienne de radioprotection (ACRP);
- le Réseau d'excellence universitaire en génie nucléaire (UNENE);
- l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA);
- le fonds en fidéicommiss du Comité scientifique des Nations Unies pour l'étude des effets des rayonnements ionisants (UNSCEAR), programme des Nations Unies pour l'environnement (PNUE);
- la Commission internationale de la protection radiologique (CIPR); et
- l'Association canadienne de normalisation (CSA).

Les contrats signés dans le cadre du programme de recherche et de soutien sont conformes à la priorité de la CCSN « Engagement en faveur d'améliorations soutenues » et couvrent les sujets suivants :

L'évolution des normes et des bases de comparaison modernes en matière de préservation de la santé et de la sécurité et de la protection de l'environnement

- Recueillir des données et effectuer des recherches sur la performance afin d'établir des bases de comparaison dans les domaines de la santé, de la sécurité et de l'environnement qui couvrent des sujets allant des limites de rejet de différentes matières à toute nouvelle préoccupation émergente

Les nouvelles centrales nucléaires

- Établir un cadre de réglementation pour les nouvelles centrales nucléaires; et
- Déterminer des exigences pour la délivrance d'un permis dans le cas des nouvelles centrales nucléaires et mines d'uranium

L'exploitation des installations actuelles

- Déterminer les questions d'autorisation en suspens et, pour chacune, établir la position de l'organisme de réglementation tenant compte de l'âge des centrales nucléaires canadiennes

Technologies futures

- 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 d'une base de données scientifiques à jour pour pouvoir remplir les fonctions réglementaires

E.5 Tribune internationale sur la génération IV

La Tribune internationale sur la génération IV a commencé ses activités en 2001 alors que dix pays ont débuté une collaboration sur le développement d'une quatrième génération de systèmes de production d'énergie nucléaire. Euratom (à titre de représentant de la Communauté européenne) s'est également joint à la tribune qui comprend l'Argentine, le Brésil, le Canada, la France, le Japon, la Corée, l'Afrique du sud, la Suisse, le Royaume-Uni et les États-Unis.

Un groupe international d'experts a examiné plus de 100 concepts de réacteur nucléaire (ou « systèmes ») possibles. Il a choisi six types de réacteur pouvant le mieux rencontrer les objectifs de la génération IV en matière de durabilité, rentabilité, sûreté, fiabilité, résistance à la prolifération et protection physique. Le Canada participe aux activités portant sur deux systèmes qui représentent les évolutions les plus naturelles de la technologie canadienne actuelle, soit le réacteur supercritique refroidi à l'eau et le réacteur à très haute température. La majorité des activités de recherche actuellement en cours sont axées sur le réacteur supercritique refroidi à l'eau, celui-ci ayant atteint l'étape pré-conceptuelle de développement.

Le Canada participe à la Tribune internationale sur la génération IV dans le cadre du programme national du Canada sur les technologies nucléaires de génération IV. Ce programme rassemble des agences gouvernementales, des entreprises du secteur nucléaire et des universités de partout au pays qui participent à des activités de R-D qui sont axées sur le développement multilatéral de systèmes avancés de production d'énergie nucléaire.

En mai 2009, le gouvernement du Canada a annoncé un investissement de 6 millions de dollars sur trois ans, sous forme de subventions à différentes universités canadiennes, pour financer 23 projets de recherche portant sur la Génération IV.

En soutenant le nouveau programme, le Canada remplit une partie de ses engagements à titre de membre signataire de la chartre de la Tribune internationale sur la génération IV à l'égard du développement de systèmes de production d'énergie nucléaire en prêtant une attention particulière à l'amélioration de la sûreté, la réduction de la quantité de déchets, la diminution des coûts et le renforcement de la résistance à la prolifération.

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

Tel que décrit dans des rapports précédents du Canada, le processus d'attribution de cotes utilisé par la CCSN dans le cadre de l'évaluation du rendement des titulaires de permis de centrale nucléaire dans des domaines de sûreté et des programmes qu'elle avait elle-même définis faisait usage des cinq cotes suivantes :

- A Supérieur aux exigences
- B Répond aux exigences
- C Inférieur aux exigences
- D Très inférieur aux exigences
- E Inacceptable

Ces cotes ont été utilisées dans le *Rapport annuel 2007 du personnel de la CCSN sur le rendement en matière de sûreté des centrales nucléaires au Canada*.

Les nouvelles cotes suivantes ont été introduites pour le *Rapport annuel 2008 du personnel de la CCSN sur le rendement en matière de sûreté des centrales nucléaires au Canada* et elles ont été par la suite utilisées pour le rapport annuel couvrant l'année 2009 :

- ES Entièrement satisfaisant
- SA Satisfaisant
- IA Inférieur aux attentes
- IN Inacceptable

Le tableau suivant montre le lien qui existe entre les nouvelles et les anciennes cotes :

| Anciennes cotes | Nouvelles cotes |
|--------------------|--------------------|
| A | ES |
| B | SA |
| C | IA |
| D | IN |
| E | IN |

Les définitions des nouvelles cotes, qui sont similaires aux anciennes, 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 (IN)

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.

Des améliorations ont également été apportées en 2008 au processus que la CCSN suit pour attribuer les cotes de rendement. Un processus en fonction du risque a été élaboré afin de tenir compte de façon systématique d'un éventail plus large de renseignements pour l'attribution des cotes de rendement aux différents domaines de sûreté et programmes. La notion d'une cote intégrée de rendement pour chacune des centrales (une moyenne pondérée des cotes attribuées aux différents domaines de sûreté à une centrale nucléaire) a également été introduite en 2008. Les coefficients de pondération des différents domaines de sûreté ont été déterminés en suivant une approche fondée sur la prise de décision en fonction du risque (PDFR). Les différentes exigences liées à chacun des domaines de sûreté définis par la CCSN ont été examinées. Pour chacune d'elles, la probabilité d'effets négatifs si on ne s'y conformait pas et les conséquences pouvant alors en résulter ont été évaluées. Les résultats ont été totalisés et normalisés afin d'établir l'importance relative, ou le poids, que revêt chaque domaine de sûreté pour ce qui est du rendement global en matière de sûreté d'une centrale nucléaire.

Ces coefficients ont été révisés en 2009 pour tenir compte de nouveaux éclaircissements au sujet du risque et d'ajustements apportés à la méthode utilisée pour les calculer. De plus, en 2009, le domaine de sûreté « Garanties » a été exclu du calcul parce qu'il porte sur une très différente partie du mandat de la CCSN qui est de nature toute autre. Le tableau suivant donne les coefficients de pondération utilisés en 2008 et en 2009 :

| Domaine de sûreté | Coefficients de pondération | |
|----------------------------------------|-----------------------------|------|
| | 2008 | 2009 |
| Exploitation | 0,141 | 0,13 |
| Assurance du rendement | 0,113 | 0,17 |
| Conception et analyse | 0,144 | 0,13 |
| Aptitude fonctionnelle de l'équipement | 0,166 | 0,13 |
| Préparation aux situations d'urgence | 0,116 | 0,17 |
| Protection de l'environnement | 0,116 | 0,12 |
| Radioprotection | 0,123 | 0,15 |
| Garanties | 0,081 | s.o. |

Le tableau F.1 fournit les définitions des domaines de sûreté et programmes des centrales nucléaires dont s'est servis la CCSN au cours de la majorité de la période de référence. Toutes les cotes de rendement mentionnées dans le présent rapport se rapportent à cet ensemble de domaines de sûreté et de programmes. À la fin de la période de référence, la CCSN a entamé une transition vers un nouvel ensemble de domaines de sûreté et de réglementation qui s'appliquera à toutes les installations pour lesquelles elle délivre un permis. Ce nouvel ensemble correspond étroitement à l'ancienne liste de domaines de sûreté et de programmes qui était utilisée pour les centrales nucléaires. La transition au nouvel ensemble adopté par la CCSN sera achevée au cours de la prochaine période de référence.

Tableau F.1 Domaines de sûreté, programmes et éléments d'examen servant à l'évaluation du rendement des centrales nucléaires canadiennes par la CCSN

| Domaine de sûreté | Programmes | Éléments d'examen |
|----------------------------------|-------------------------------------------------------------|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 1. Exploitation | 1. Organisation et gestion de la centrale | <ul style="list-style-type: none"> • intégration globale des programmes • garanties financières • examen des transitoires • état général et état matériel de la centrale • événements à déclarer (auto-évaluation et registres) • programme d'information du public |
| | 2. Conduite de l'exploitation | <ul style="list-style-type: none"> • inspections en chantier • inspections des salles de commande • respect des procédures • communications • contrôle des changements (autorisations, gestion de la configuration) • gestion des arrêts • tournées d'inspection de la centrale (protection contre l'incendie, qualification environnementale, préparation aux situations d'urgence, gestion de la configuration, circuits du flux de refroidissement d'urgence du cœur, secousses sismiques, etc.) • accréditation des opérateurs (accréditation interne, registres) |
| | 3. Santé et sécurité au travail (risques non radiologiques) | <ul style="list-style-type: none"> • normes de santé et de sécurité dans l'industrie • gestion des matières dangereuses • comités de santé et sécurité des travailleurs • planification des travaux, pratiques et protection, rapports et registres, autres programmes ou exigences du gouvernement |
| 2. Assurance du rendement | 1. Gestion de la qualité | <ul style="list-style-type: none"> • définition des programmes (manuel de gestion de la qualité, politiques, procédures) • relevé et résolution des problèmes • auto-évaluations par la direction • planification du travail, contrôle des changements, contrôle de la documentation, contrôle des procédés et des pratiques, registres • application de l'expérience d'exploitation (OPEX) • structure de l'organisation, rôles et responsabilités, communications, reddition de comptes |
| | 2. Facteurs humains | <ul style="list-style-type: none"> • interface homme-machine • aptitude au travail • milieu de travail • dotation (méthodes, niveaux) • procédures et outils de travail, mise à jour des procédures • caractéristiques organisationnelles, dont la culture de sûreté |
| | 3. Formation | <ul style="list-style-type: none"> • compétences et qualifications du personnel • méthodes et procédures de formation • formation du personnel accrédité (examens, normes, procédures) • formation du personnel non accrédité • installations et services de soutien (simulateur, outils, salle de cours) |

| | | |
|--------------------------------------------------|-----------------------------------------|---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 3. Conception et analyse | 1. Analyse de sûreté | <ul style="list-style-type: none"> • mise à jour des rapports d'analyse de sûreté • fondement des permis (hypothèses) • cadre d'exploitation sûre (politiques et principes d'exploitation) • méthodes ainsi que vérification et validation des modèles • vieillissement (incidence sur l'analyse de sûreté) |
| | 2. Questions de sûreté | <ul style="list-style-type: none"> • recherche et application des nouvelles connaissances • points prioritaires, choix et gestion (génériques, propres à une installation) • analyses des risques (internes, externes, évaluation des risques d'incendie) • gestion des accidents et atténuation des répercussions |
| | 3. Conception | <ul style="list-style-type: none"> • description de la conception de la centrale (documentation du dimensionnement, classification des systèmes, gestion de la configuration) • protection contre les incendies • projets de modifications de la conception (améliorations de la sûreté, liens avec les événements, mesures correctives, OPEX, facteurs humains) |
| 4. Aptitude fonctionnelle de l'équipement | 1. Entretien | <ul style="list-style-type: none"> • contrôle des travaux et entretien (permis et procédures) • respect des procédures (procédures et outils) • planification (activités d'entretien et réduction des retards, entretien correctif, entretien préventif) • surveillance et inspection • gestion du cycle de vie des centrales (vieillessement et obsolescence) • installations, équipement et matériaux • magasins et entrepôts • gestion de la configuration |
| | 2. Intégrité structurelle | <ul style="list-style-type: none"> • composants sous pression • inspections en service • programmes d'aptitude fonctionnelle |
| | 3. Fiabilité | <ul style="list-style-type: none"> • études probabilistes des risques, modèles et méthodes • rendement en matière d'indisponibilité des systèmes |
| | 4. Qualification de l'équipement | <ul style="list-style-type: none"> • environnement • secousses sismiques • protection contre l'incendie • niveau de qualité • interférences électroniques ou magnétiques • contrôle de la chimie de l'eau |
| 5. Préparation aux situations d'urgence | 1. Préparation aux situations d'urgence | <ul style="list-style-type: none"> • intervention en cas d'urgence • planification consolidée des mesures d'urgence (intervention en cas d'incendie, atténuation des effets, sécurité, autres événements) • exercices d'intervention en cas d'urgence à des fins de formation • installations et méthodes d'intervention en cas d'urgence |
| 6. Protection de l'environnement | 1. Systèmes de gestion de | <ul style="list-style-type: none"> • systèmes de protection de l'environnement • réduction des rejets |

| | | |
|-------------------------------|----------------------------|---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| | l'environnement | <ul style="list-style-type: none">• prévention de la pollution |
| 7. Radioprotection | 1. Exposition du personnel | <ul style="list-style-type: none">• contrôle de l'exposition au rayonnement (ALARA, mesures de contrôle des doses pendant les arrêts)• seuils d'intervention• mesures de contrôle de la contamination |

Note: Deux autres domaines de sûreté, « Sécurité des sites » et « Garanties », ont été omis du tableau.

Tableau F.2: Cotes de rendement des centrales nucléaires dans chacun des domaines de sûreté au cours des années 2007, 2008 et 2009

| | Bruce-A | | | Bruce-B | | | Darlington | | | Pickering-A | | | Pickering-B | | | Gentilly-2 | | | Point Lepreau | | |
|-----------------------------------------------|---------|-----|-----|---------|-----|-----|------------|-----|-----|-------------|-----|-----|-------------|-----|-----|------------|-----|-----|---------------|-----|-----|
| | '07 | '08 | '09 | '07 | '08 | '09 | '07 | '08 | '09 | '07 | '08 | '09 | '07 | '08 | '09 | '07 | '08 | '09 | '07 | '08 | '09 |
| Exploitation | B | SA | ES | B | SA | ES | B | ES | ES | C | SA | SA | B | SA | SA | B | SA | SA | B | ES | SA |
| Assurance du rendement | B | SA | SA | B | SA | SA | B | SA | SA | C | SA | SA | B | SA | SA | B | SA | SA | B | SA | SA |
| Conception et analyse | B | SA | SA | B | SA | SA | B | SA | SA | B | SA | SA | B | SA | SA | B | SA | SA | B | SA | SA |
| Aptitude fonctionnelle de l'équipement | B | SA | SA | B | SA | SA | B | SA | SA | B | SA | SA | B | SA | SA | B | SA | SA | B | SA | * |
| Préparation aux situations d'urgence | A | ES | ES | A | ES | ES | A | ES | ES | A | SA | SA | A | SA | SA | B | ES | ES | B | ES | * |
| Protection de l'environnement | B | SA | SA | B | SA | SA | B | SA | SA | B | IA | SA | B | IA | SA | B | SA | SA | B | SA | SA |
| Radioprotection | B | SA | SA | B | SA | SA | A | ES | SA | B | SA | SA | B | SA | SA | B | SA | SA | B | SA | SA |
| Cote intégrée de la centrale | s.o. | ES | ES | n/a | ES | ES | n/a | ES | ES | s.o. | SA | SA | s.o. | SA | SA | s.o. | SA | SA | s.o. | SA | SA |

Légende:

Cotes attribuées en 2007

Cotes attribuées en 2008 et 2009

A = Supérieur aux exigences B = Répond aux exigences C = Inférieur aux exigences

ES = Entièrement satisfaisant SA = satisfaisant IA = inférieur aux attentes

Notes :

* La centrale de Point Lepreau étant en réfection, aucune cote de rendement n'a été attribuée dans les domaines de sûreté « Aptitude fonctionnelle de l'équipement » et « Préparation aux situations d'urgence » .

Les cotes de rendement pour les domaines de sûreté « Sécurité des sites » et « Garanties » n'ont pas été insérées dans le tableau.

Appendice G

Questions de sûreté relatives au réacteur CANDU

G.1 Processus de détermination des questions de sûreté relatives au réacteur 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 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 présentement en service, les évaluations réalisées dans le cadre des projets de prolongement 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 par l'entremise des dossiers génériques (DG) ont également été ajoutées à la liste. Ces dossiers génériques constituent un outil de réglementation qui a servi à a) définir l'ampleur de certaines questions de sûreté s'appliquant à plus d'une centrale nucléaire et b) faire le suivi du progrès réalisé pour y apporter une solution. Une mise à jour sur l'état actuel des DG est présentée à la fin du présent appendice.

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; et
- 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, mais plutôt comme 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 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 décision en fonction du risque (PDFR; décrit à l'alinéa 8.1 d) 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 couvert 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; et
- des mesures de contrôle du risque qui sont appropriées pour résoudre les questions, incluant 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'évaluation du niveau de risque des 20 questions de sûreté de la catégorie 3 effectuée en suivant le processus de PDFR a 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, cinq sont liées aux accidents de perte de caloporteur due à une rupture majeure (PERCARM), et les onze autres couvrent d'autres sujets.

G.2 Questions de sûreté relatives au réacteur 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, divers, 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 appuyés par des systèmes robustes pour le RUC et le confinement qui, ensemble,

procurent l'assurance que toute pointe de puissance résultant d'une réactivité positive due à la présence de vide sera contrôlée, que le cœur 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 suite à 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 cœur 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 qu'il soit. La pointe de puissance qui en résulte est terminée par le déclenchement des deux systèmes d'arrêt en moins de deux secondes suite au début de l'accident.

De plus, des hypothèses de combinaisons d'événements, comme une PERCARM alors que le système RUC est indisponible, ont été tenues en compte lors de la conception des réacteurs CANDU. Bien que d'autres compétences 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 incidences d'une surpuissance suite à un PERCARM sont traitées dans les rapports d'analyse de sûreté. La méthode présentement suivie pour effectuer l'analyse de 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 telle PERCA se sont effritées au cours des dix dernières années, des résultats expérimentaux ayant conclu 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 sûreté.

Pour tenir compte de la diminution des marges de sûreté en cas de PERCARM, cinq des questions de sûreté CANDU de la catégorie 3 sont présentement liées directement à une telle PERCA. Ces questions sont :

- l'importance de la réactivité due au 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; et
- la disponibilité d'un modérateur sous-refroidi.

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); et
- 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; et
- 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 de la progression d'une fissure à une rupture dans le cas d'une grosse conduite (au lieu de l'hypothèse actuelle d'une rupture en guillotine instantanée et double); et
- 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 n'est pas 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 suite à 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, et
- d'utiliser du combustible à faible coefficient de réactivité dû au vide (FCRV).

Résolution des questions de sûreté CANDU relatives 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 au 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 sera sous la direction de la Tribune des cadres supérieurs du secteur de l'énergie nucléaire (CNUEF) et il coordonnera 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, incluant 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 établi deux groupes de travail afin a) de résoudre les questions d'analyse et b) d'évaluer la probabilité d'une PERCARM et les caractéristiques de propagation de la fissure dans un tel cas. Il est prévu qu'une solution sera apportée aux questions de sûreté CANDU de catégorie 3 relatives aux PERCARM d'ici la fin de 2013.

Afin d'optimiser les chances de réussite de cette approche, les entreprises du secteur nucléaire préparent actuellement un programme détaillé et une cédule 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; et
- 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 lorsque 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); et
- une réévaluation de l'incertitude associée au coefficient de réactivité dû 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'a 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 essais d'irradiation de combustible à faible coefficient de réactivité dû au vide à des fins de démonstration (décrits dans le quatrième rapport du Canada) ont été réalisés avec succès par Bruce Power au cours de la période de référence. Les plans visant à effectuer le chargement d'un cœur entier avec ce type de combustible ont été mis en veilleuse pendant que Bruce Power concentre ses efforts sur les activités du secteur nucléaire visant la mise en œuvre de l'approche analytique composite et sur l'amélioration des systèmes d'arrêt d'urgence afin d'accroître les marges de sûreté en cas de PERCARM.

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 sens du rechargement des grappes de combustible lorsqu'en fonctionnement, 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 dû au déplacement des grappes de combustible lorsque la circulation change de direction suite à une PERCARM, améliorant ainsi les marges de sûreté lors de telles PERCA.

Les cœurs des tranches 3 et 4 à Bruce-A et des tranches 6 et 7 à Bruce-B avaient déjà été modifiés pour permettre le rechargement du combustible dans le sens de la circulation. La même modification a été apportée aux tranches 5 et 8 au cours de la période de référence. Les marges de sûreté étant plus grandes dans le cas d'une PERCARM, le permis d'exploitation de la centrale 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 ci-avant, le secteur nucléaire évalue également le progrès global réalisé au chapitre des méthodes tenant compte du risque, incluant 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 événements, 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.

G.3 Autres questions de sûreté CANDU

Dans le cas des autres questions de sûreté de la catégorie 3, les résultats de l'application du processus de PDFR indiquent que la plupart des questions de sûreté en suspens seront résolues par des efforts additionnels portant sur les points suivants :

- 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 suite à des accidents;

- la gestion du vieillissement des SSC et l'évaluation de l'impact du vieillissement sur la réponse des centrales en cas d'accident; et
- 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 à des 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 sûreté est un exemple des autres questions de sûreté. Bruce Power et OPG ont adopté une nouvelle méthode d'analyse de 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 des justifications additionnelles soient apportées et que d'autres 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.

Dans le cas des autres questions de sûreté de catégorie 3, les autres groupes de travail élaboreront, au cours de la prochaine période de référence, des mesures de contrôle du risque et mettront de l'avant des échéanciers pour leur mise en œuvre. Une fois ces mesures et échéanciers acceptés par la CCSN, ils serviront d'encadrement aux activités réglementaires visant à s'assurer que ces questions sont résolues.

G.4 État des dossiers génériques

La plupart des questions de sûreté traitées par l'entremise des DG (définis précédemment à l'alinéa G.1) font maintenant partie des questions de sûreté CANDU et, pour celles qui restent, une solution est prévue à brève échéance. Le tableau G.1 donne un sommaire de l'état actuel des DG qui étaient ouverts au cours de la période de référence.

Tableau G.1: État des DG au 31 mars 2010

| DG | Titre | Brève description | État au 31 mars 2010 | Année de clôture prévue |
|-----------|-----------------------------------------------------------------|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-----------------------------|--------------------------------|
| 88G02 | Comportement de l'hydrogène dans les centrales nucléaires CANDU | Les PERCA peuvent entraîner des émanations importantes d'hydrogène dans l'enceinte de confinement. L'intégrité du confinement doit être assurée. | Terminé | S.O. |

| DG | Titre | Brève description | État au 31 mars 2010 | Année de clôture prévue |
|-------|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-------------------------|
| 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 sûreté. Il est nécessaire d'effectuer une analyse intégrée des informations accumulées suite aux inspections, aux examens, à la recherche et aux analyses de sûreté. | Terminé pour toutes les centrales nucléaires sauf G-2 où des travaux sont en cours | 2010 |
| 95G01 | Interaction entre le combustible en fusion et le modérateur | Un blocage grave de la circulation dans un canal de combustible, ou l'arrêt de la circulation, pourrait possiblement causer la fusion du combustible et l'éjection de combustible en fusion dans le modérateur. Ce scénario et les conséquences pouvant en découler doivent être bien compris. | Terminé | S.O. |
| 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 suite à un tel scénario doit être déterminée. | Terminé pour toutes les centrales nucléaires sauf G-2 où des travaux sont en cours; intégré aux questions de sûreté relatives au réacteur CANDU | 2010 |
| 95G04 | Incertitude de la valeur de la réactivité positive due 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 de grosse PERCA. Les questions principales ont trait à des incertitudes et à la pertinence des marges de sûreté. | Intégré aux questions de sûreté relatives au réacteur CANDU, sa fermeture dépendra des recommandations d'une équipe conjointe CCSN/secteur nucléaire élaborées en suivant le processus de PDFR (lié au DG 99G02) | 2013 |
| 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. | Terminé pour toutes les centrales sauf Bruce-A et Pickering-A pour lesquelles des essais additionnels ont été demandés; intégré aux questions de sûreté relatives au | 2010 |

| DG | Titre | Brève description | État au 31 mars 2010 | Année de clôture prévue |
|-------|---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-------------------------|
| | | | réacteur CANDU | |
| 99G01 | Assurance de la qualité des analyses de sûreté CANDU | Un processus défaillant d'assurance de la qualité a entraîné une baisse de confiance globale envers les résultats des analyses de sûreté. | Terminé | S.O. |
| 99G02 | Remplacement des programmes informatiques relatifs à la physique du réacteur utilisés pour les analyses de 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. | Intégré aux questions de sûreté relatives au réacteur CANDU; sa fermeture dépendra des recommandations d'une équipe conjointe CCSN/secteur nucléaire élaborées en suivant le processus de PDFR (lié au DG 95G04) | 2013 |
| 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 dû au vide du caloporteur positif. | Intégré aux questions de sûreté relatives au réacteur CANDU; travaux en cours | 2010 |
| 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 limites 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. | Sa clôture fait présentement l'objet d'un examen de la part de la CCSN | 2010 |
| 06G01 | Dépôts dans les crépines du système de refroidissement d'urgence du cœur (RUC) | Lors d'une PERCA hypothétique, une quantité importante de matériel isolant serait détachée, ceci pouvant possiblement occasionner un blocage partiel des crépines, entravant ainsi la recirculation de l'eau de RUC. Des études spécifiques à chacune des centrales doivent être effectuées et des mesures compensatoires appropriées doivent être prises. | Terminé | S.O. |

Appendice H

Processus de prise de décision en fonction du risque de la CCSN

Afin de maintenir un processus de prise de décision 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 développer son processus de prise de décision 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, incluant les risques à la santé et à 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 tenues en compte au moment de prendre une décision;
- permet de s'assurer que les intérêts légitimes des parties intéressées touchées sont tenus 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;
- contribue à établir de meilleures communications sur les questions de risque; et
- 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, solide et optimale. Ces données comprennent :

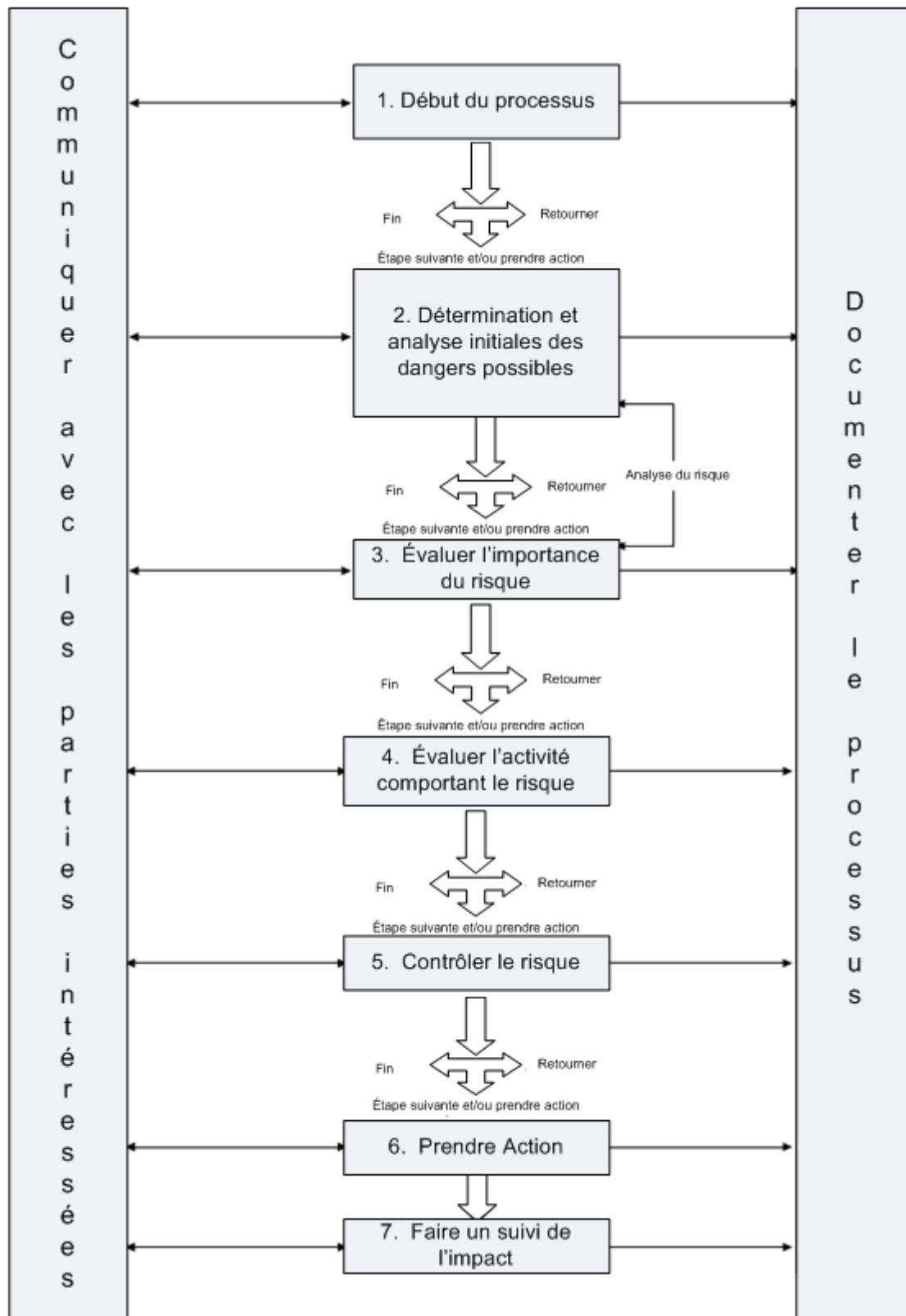
- les exigences, normes et codes réglementaires;
- les analyses déterministes de sûreté;
- les analyses probabilistes de sûreté;
- l'impact du risque;
- l'expérience d'exploitation; et
- d'autres considérations (par exemple, les coûts et bénéfices, les répercussions socioéconomiques, les aspects légaux)

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) et pour l'attribution aux centrales nucléaires de cotes de rendement à l'égard des domaines de sûreté évalués par la CCSN à l'appendice F).

Figure H.1: Processus de PDFR



Exemple de l'application du processus de PDFR : Évaluation technique de conditions anormales

Au printemps 2008, suite à une diminution inexplicquée de la concentration de gadolinium alors que le réacteur était en état d'arrêt garanti (EAG) par surempoisonnement, la tranche 7 de la centrale Pickering-B a été placée en EAG par vidange du circuit modérateur. L'enquête de l'événement menée par le titulaire de permis a révélé qu'une concentration élevée en CO₂, due à une petite fuite du système du gaz annulaire, avait occasionné la formation d'oxalate de gadolinium, une substance insoluble.

Pour éliminer le gadolinium qui n'avait pas été extrait pendant la transition à l'EAG par vidange du circuit modérateur, ce circuit devait être rempli à nouveau afin qu'il puisse être purifié. Il fallait donc passer à un EAG qui ne nécessitait pas l'empoisonnement du modérateur.

OPG a proposé d'établir l'EAG par l'insertion de barres nécessitant de garantir que les barres du système d'arrêt d'urgence, les barres d'absorption et les barres de compensation resteront dans le cœur afin d'assurer que celui-ci demeurera sous-critique. L'EAG par l'insertion de barres n'était pas un EAG qui avait été analysé et il ne respectait pas la ligne de conduite pour l'exploitation (LCE). Par conséquent, la permission de la CCSN devait être obtenue avant de mettre en œuvre cette proposition.

Par l'application du processus de PDFR, le personnel de la CCSN a déterminé qu'avec des barrières opérationnelles, physiques et administratives en place, elle pouvait permettre à OPG de faire une exception à la LCE sans que cela ne présente un risque indu pour la santé et la sécurité des personnes, pour la protection de l'environnement, pour le maintien de la sécurité nationale et la prise des mesures requises pour que le Canada respecte ses obligations internationales. De plus, bien que pour rétablir la tranche 7 des solutions autres que l'EAG par insertion de barres pourraient réduire le risque de criticité par inadvertance (par exemple, en retirant le combustible du réacteur et nettoyant le circuit modérateur avec de l'eau légère), le personnel a conclu que ces solutions entraîneraient des doses additionnelles aux travailleurs et un impact plus important sur l'environnement.

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 rationalisation de la réglementation* qui est entrée en vigueur le 1^{er} avril 2007. En vertu de cette directive, la CCSN demande au Secrétariat du Conseil du trésor fédéral 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; et
- le niveau d'intérêt, de dissension et d'appui chez les parties touchées et les Canadiens.

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 règlement 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 différents 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.

Suite à 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 circulées pour approbations internes avant d'être soumises au tribunal de la Commission. Un règlement est « pris » une fois qu'il est officialisé par l'autorité en matière de prise de règlements. Le tribunal de la Commission peut, en vertu du paragraphe 44 de la LSRN, prendre des règlements avec l'agrément du gouverneur en conseil (le Cabinet fédéral). L'approbation du gouverneur en conseil est accordée après que le ministre des Ressources naturelles Canada ait soumis une recommandation d'approbation. Une fois approuvés, 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 réglementaire

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.

Suite à une révision, le cadre de réglementation de la CCSN comprend maintenant les catégories de documents suivantes :

- Les documents d'application de la réglementation (RD) donnent plus de précisions que les règlements au sujet des mesures que les titulaires de permis et les demandeurs doivent prendre pour respecter les exigences réglementaires de la CCSN.
- Les documents d'orientation (GD) fournissent des conseils pratiques aux titulaires de permis et aux demandeurs sur les mesures à prendre pour respecter les exigences réglementaires de la CCSN.
- Les documents INFO (INFO) sont des publications à l'intention du public et d'autres parties intéressées rédigées en langage clair qui décrivent des questions de nature nucléaire ainsi que les exigences réglementaires et des processus de réglementation. Ils corroborent également d'autres éléments du cadre de réglementation et apportent des informations supplémentaires à leurs sujets.

Les nomenclatures utilisées précédemment pour ces types de documents sont décrites dans la note au bas du tableau 7.2 (i) b qui suit.

Le processus suivi pour mettre en place des documents d'application de la réglementation se divise en deux phases : la détermination des documents devant être préparés et l'élaboration des documents. La première phase commence par un appel de propositions de documents d'application de la réglementation et se termine par l'approbation d'un groupe de documents parmi ceux proposés. La deuxième phase englobe toutes les étapes de l'élaboration des documents d'application de la réglementation, du plan de travail à la publication finale du document. Les parties intéressées externes peuvent commenter la liste des documents proposés pendant la phase de la détermination des documents devant être préparés, de même que le contenu de chacun des documents pendant la phase de l'élaboration.

Des renseignements additionnels sur le programme relatif aux documents d'application de la réglementation de la CCSN sont disponibles sur le site Web de la CCSN à <http://www.nuclearsafety.gc.ca/fr/>.

Les tableaux ci-après énumèrent certains documents clés pertinents aux centrales nucléaires. Les documents de la CCSN se trouvent au tableau 7.2 (i) b.1 et ils sont disponibles sur le site Web de la CCSN à <http://www.nuclearsafety.gc.ca/fr/>. Les documents de la CSA sont énumérés au tableau 7.2 (i) b.2.

Tableau 7.2 (i) b.1: Documents du cadre réglementaire (CCSN et CCEA) concernant les centrales nucléaires

| Document ³ | Titre (année de publication) |
|------------------------------|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| RD-204 | Accréditation des personnes qui travaillent dans des centrales nucléaires (2008) |
| RD-310 | Analyses de sûreté pour les centrales nucléaires (2008) |
| RD-337 | Conception des nouvelles centrales nucléaires (2008) |
| RD-346 | Évaluation de l'emplacement des nouvelles centrales nucléaires (2008) |
| RD-353 | Mise à l'épreuve des mesures d'urgence (2008) |
| RD-360 | Prolongement de la durée de vie des centrales nucléaires (2008) |
| RD-363 | Aptitudes psychologiques, médicales et physiques des agents de sécurité nucléaire (2008) |
| P-119 | Politique sur les facteurs humains (2000) |
| P-211 | La conformité (2001) |
| P-223 | Protection de l'environnement (2001) |
| P-290 | Gestion des déchets radioactifs (2004) |
| P-299 | Principes fondamentaux de réglementation (2005) |
| P-325 | Gestion des urgences nucléaires (2006) |
| R-7 | Les normes des systèmes de confinement des centrales nucléaires CANDU (1991) |
| R-8 | Les normes des systèmes d'arrêt d'urgence des centrales nucléaires CANDU (1991) |
| R-9 | Les normes des systèmes de refroidissement d'urgence du cœur des centrales nucléaires CANDU (1991) |
| S-98 rev.1 | Programmes de fiabilité pour les centrales nucléaires (2005) |
| S-99 | Rapports à soumettre par les exploitants de centrales nucléaires (2003) |
| S-210 | Programmes d'entretien des centrales nucléaires (2007) |
| S-294 | Études probabilistes de sûreté (EPS) pour les centrales nucléaires (2005) |
| S-296 | Politiques, programmes et procédures de protection de l'environnement aux installations nucléaires de catégorie I et aux mines et usines d'uranium (2006) |
| G-129 rev.1 | Maintenir les expositions et les doses au « niveau le plus bas qu'il soit possible d'atteindre (ALARA) » (2004) |
| G-144 | Critères d'acceptation des paramètres de déclenchement aux fins de l'analyse de sûreté des centrales nucléaires CANDU (2006) |
| G-206 | Les garanties financières pour le déclassement des activités autorisées (2000) |
| G-219 | Les plans de déclassement des activités autorisées (2000) |
| G-225 | Planification d'urgence dans les installations nucléaires de catégorie I, les mines d'uranium et les usines de concentration d'uranium (2001) |
| G-228 | Élaboration et utilisation de seuils d'intervention (2001) |
| G-276 | Plan de programme d'ingénierie des facteurs humains (2003) |
| G-278 | Plan de vérification et validation des facteurs humains (2003) |
| G-306 | Programme de gestion des accidents graves touchant les réacteurs nucléaires (2006) |

³ La nomenclature des documents de réglementation a changé au cours des années. Le numéro des documents de réglementation de la CCEA (organisme prédécesseur de la CCSN) était précédé de la lettre « R », signifiant « réglementaire ». Les ébauches de tels documents avaient alors le préfixe « C », signifiant « à titre de consultation ». 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. En 2007, le préfixe « RD » a été attribué à tous les documents de réglementation. La nomenclature actuelle, établie en décembre 2009, réserve la désignation « RD » pour les documents qui prescrivent des exigences. La désignation « GD » est utilisée pour les documents donnant des orientations.

| Document ³ | Titre (année de publication) |
|------------------------------|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| G-323 | Assurer la présence d'un nombre suffisant d'employés qualifiés aux installations nucléaires de catégorie I – Effectif minimal (2007) |
| C-006 | L'analyse de sûreté des centrales nucléaires CANDU (ébauche) |

Tableau 7.2 (i) b.2: Documents de la CSA concernant les centrales nucléaires

| Document | Titre (année de publication) |
|-----------------|------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| N285.0 | Exigences générales relatives aux systèmes et composants sous pression des centrales nucléaires CANDU (2008) |
| N285.4* | Inspections périodiques des composants des centrales nucléaires CANDU (2009) |
| N285.5 | Inspection périodique des composants de confinement des centrales nucléaires CANDU (2008) |
| N285.6* | Exigences relatives aux matériaux des composants des réacteurs des centrales nucléaires CANDU (2008) |
| N286.0 | Exigences relatives au programme global d'assurance de la qualité des centrales nucléaires (1992 et reconduite en 1998) |
| N286 | Exigences relatives au système de gestion des centrales nucléaires (2005) |
| N286.7 | Assurance de la qualité des programmes informatiques scientifiques, d'analyse et de conception des centrales nucléaires (1999 et reconduite en 2007) |
| N286.7.1* | 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) |
| N287.2 | Exigences relatives aux matériaux des enceintes de confinement en béton des centrales nucléaires CANDU (2008) |
| N287.4 | Exigences relatives à la construction, à la fabrication et à l'installation des enceintes de confinement en béton des centrales nucléaires CANDU (2009) |
| 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 (2008) |
| N288.1* | 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 (2008) (reconduite en 2008) |
| N288.4-* | Programme de surveillance de l'environnement des installations nucléaires de catégorie I et des mines et usines d'uranium (2010) |
| N289.1 | Exigences générales relatives à la conception et à la qualification parasismique des centrales nucléaires CANDU (2008) |
| N289.2* | Étude des mouvements de sol relative à la qualification sismique des centrales nucléaires (2010) |
| N289.3* | Procédures de conception relatives à la qualification sismique des centrales nucléaires (2010) |
| N290.6 | Exigences relatives à la surveillance et à l'affichage des fonctions de sûreté d'une centrale nucléaire au moment d'un accident (2009) |
| N290.13 | Qualification environnementale des équipements pour les centrales nucléaires CANDU (2005 et première mise à jour en 2009) |
| N290.14 | Qualification des logiciels préconçus utilisés dans les applications d'instrumentation et de commande liées à la sûreté des centrales nucléaires (2007) |
| N291 | Exigences relatives aux enceintes reliées à la sûreté des centrales nucléaires CANDU (2008) |
| N292.2 | Entreposage à sec provisoire du combustible irradié (2007) |
| N292.3 | Gestion des déchets radioactifs de faible et de moyenne activité (2008) |
| N293 | Protection contre l'incendie dans les centrales nucléaires CANDU (consolidée en 2007) |
| N294* | Déclassement des installations contenant des substances nucléaires (2009) |

*Documents présentement disponibles en version anglaise seulement

Contribution des documents de l'AIEA aux documents d'application de la réglementation de la CCSN

Comme ce fut le cas pendant nombre d'années, les normes de l'AIEA servent toujours de référence et de base de comparaison pour les documents de la CCSN en matière de sûreté nucléaire. Certains documents d'application de la réglementation de la CCSN, soit déjà publiés ou sous forme d'ébauche, qui ont été préparés à l'aide des normes de l'AIEA sont énumérés au tableau qui suit.

Tableau 7.2 (i) b.3: Documents de la CCSN ayant été élaborés à partir de normes de l'AIEA

| Document de la CCSN | Normes pertinentes de l'AIEA |
|--------------------------------------------------------------------------------------------------|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| RD-204, <i>Accréditation des personnes qui travaillent dans des centrales nucléaires</i> | <ol style="list-style-type: none"> 1. Collection normes de sûreté no. NS-G-2.4 2. Collection normes de sûreté no. NS-G-2.8 |
| RD-337, <i>Évaluation de l'emplacement des nouvelles centrales nucléaires</i> | <ol style="list-style-type: none"> 1. Collection normes de sûreté no. NS-R-1 |
| RD-346, <i>Évaluation de l'emplacement des nouvelles centrales nucléaires</i> | <ol style="list-style-type: none"> 1. Collection normes de sûreté no. NS-G-3.2 2. Collection normes de sûreté no. NS-G-3.3 3. Collection normes de sûreté no. NS-G-1.5 4. Collection normes de sûreté no. NS-G-3.1 5. Collection normes de sûreté no. NS-G-3.5 6. Collection normes de sûreté no. NS-G-3.6 7. Collection normes de sûreté no. NS-G-3.4 8. Collection sécurité no. 50-C/SG-Q 9. Collection normes de sûreté no. NS-R-3 10. Collection sécurité no. 110 |
| RD-353, <i>Mise à l'épreuve des mesures d'urgence</i> | <ol style="list-style-type: none"> 1. Collection sécurité no. 73 2. Collection normes de sûreté no. GS-R-2 |
| RD-360, <i>Prolongement de la durée de vie des centrales nucléaires</i> | <ol style="list-style-type: none"> 1. Collection normes de sûreté no. NS-G-2.10 |
| RD-363, <i>Aptitudes psychologiques, médicales et physiques des agents de sécurité nucléaire</i> | <ol style="list-style-type: none"> 1. Collection normes de sûreté no. NS-G-2.8 |
| S-210, <i>Programmes d'entretien des centrales nucléaires</i> | <ol style="list-style-type: none"> 1. Collection rapports de sûreté no. 42 2. Collection sécurité no. 110 3. Collection normes de sécurité no. NS-R-2 4. Collection normes de sécurité no. NS-G-2.6 5. Collection normes de sécurité no. 50-SG-07 |
| S-294, <i>Études probabilistes de sûreté (EPS) pour les centrales nucléaires</i> | <ol style="list-style-type: none"> 1. Collection sécurité no. 50-P-4 <i>Procedures for Conducting Probabilistic Safety Assessments of Nuclear Power Plants (Level 1)</i> 2. Collection sécurité no. 50-P-8 <i>Procedures for Conducting Probabilistic Safety Assessments of Nuclear Power Plants (Level 2), Accident Progression, Containment Analysis and Estimation of Accident Source Terms</i> |

| Document de la CCSN | Normes pertinentes de l'AIEA |
|-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| <i>G-129, rév.1, Maintenir les expositions et les doses au « niveau le plus bas qu'il soit possible d'atteindre (ALARA) »</i> | <ol style="list-style-type: none">1. Collection sécurité no. 212. Collection sécurité no. 1023. Collection sécurité no. 103 |

Annexe 7.2 (i) c

Cadre réglementaire 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. 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 temps que la CCSN mette à jour son cadre réglementaire en prévision de la délivrance de permis pour des projets de cette nature au Canada. Deux nouveaux documents d'application de la réglementation couvrant les exigences de conception et l'analyse déterministe de sûreté dans le cas des petits réacteurs sont en voie de préparation. Il est prévu qu'ils suivront la même approche que celle adoptée dans les documents actuels d'application de la réglementation concernant les centrales nucléaires de grande puissance, 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*. La structure des documents d'application de la réglementation pour les petits réacteurs sera la même que celle des documents RD-337 et RD-310 de sorte qu'il sera facile pour les utilisateurs de repérer les similarités et les différences.

Le document d'application de la réglementation portant sur les exigences de conception des petits réacteurs énoncera les objectifs globaux de sûreté visés, les concepts clés de sûreté (par exemple, 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 seront également décrites. Reconnaissant que certaines exigences peuvent ne pas s'appliquer à tous les types d'installation, le document comprendra également une explication de l'approche proportionnée (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 d'application de la réglementation comportera des exigences similaires à celle du document RD-337 de la CCSN. Cependant, il peut préconiser 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 présentera les critères techniques que la CCSN utilisera pour examiner les analyses déterministes de sûreté effectuées pour de tels réacteurs. Ces critères permettront 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 définies.

Approche graduée 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 graduée décrite dans la version de 2005 du document NS-R-4 de l'AIEA, *Safety of Research Reactors*. L'adoption de l'approche graduée signifie que le risque que présente l'installation détermine le niveau de rigueur avec lequel les exigences en matière de sûreté seront appliquées.

Par exemple, tenant compte de la quantité de produits radioactifs présents dans le cœur et leur stabilité inhérente éprouvée, certains petits réacteurs peuvent ne pas nécessiter un système de confinement aussi important que celui des grandes centrales nucléaires.

L'auteur d'une demande de permis à l'égard d'un petit réacteur peut appliquer l'approche graduée pour déterminer l'ampleur et la profondeur des analyses devant être réalisées pour établir le dossier de sûreté et démontrer sa justesse. 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 de la documentation est appropriée aux 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 initiateur hypothétique. Ces fonctions comprennent le contrôle de la réactivité, le refroidissement du cœur du réacteur et le confinement des matières radioactives et 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 cœur pour empêcher que le combustible soit endommagé et d'autres peuvent ne pas en avoir besoin.

La conception des systèmes de confinement des matières radioactives peut également être proportionnée. 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 proportionnée, les facteurs suivants sont tenus en compte :

- la puissance du réacteur;
- le terme source;
- la quantité et le niveau d'enrichissement des matières fissiles et fissionnelles;
- 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); et
- 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 suivant énumère certains des sujets que couvrent les inspections de type II effectuées dans les centrales nucléaires.

Tableau 7.2 (iii) b.1: Sujets spécifiques faisant l'objet d'activités de vérification

| | |
|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| <ul style="list-style-type: none"> • Manutention du combustible nucléaire • Démarrage • Sûreté des systèmes d'arrêt • Sources froides • Gestion des arrêts • Combustible et physique • Enveloppe sous pression • Surveillance et contrôle des effluents • Surveillance environnementale | <ul style="list-style-type: none"> • Salle de commande • Bâtiment du réacteur • Bâtiment turbine • Salle des accumulateurs • Salle des panneaux de commande • Enceinte de confinement • Refroidissement d'urgence du cœur • Système d'arrêt d'urgence no. 1 • Système d'arrêt d'urgence no. 2 • Systèmes de sûreté en attente • Systèmes liés à la sûreté • Systèmes d'alimentation électrique |
|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|

Les exigences relatives aux rapports à soumettre dans le cas des réacteurs présentement en service sont stipulées dans des conditions de permis qui cite en renvoi le document S-99 de la CCSN, *Rapports à soumettre par les exploitants de centrales nucléaires*.

Tableau 7.2 (iii) b.2: Rapports devant être soumis par les centrales nucléaires en service 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-conformités à la LSRN, aux règlements, aux ordres, aux conditions de permis • cas de non-conformités 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 (observée 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 des installations et du rapport d'analyse de 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 de pression • fiabilité de la centrale • résultats de la surveillance et des inspections du combustible |

Indicateurs de rendement

Tel qu'indiqué au tableau 7.2 (iii) b.2, un rapport sur les données relatives aux indicateurs de rendement est un des rapports périodiques devant être soumis conformément au document S-99. Les indicateurs de rendement choisis par la CCSN couvrent 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; et
- 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, entre autres, 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 de 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.

Annexe 10 a

Politiques 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.

Chacun des exploitants 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 priorité sur le calendrier, les coûts et la production. »

Cette politique indique que le chef de l'exploitation nucléaire est responsable d'établir un système de gestion qui fait la promotion de la priorité prépondérante de la sûreté nucléaire.

De façon similaire, la politique de Bruce Power en matière de sûreté comprend l'énoncé suivant :

« Conformément à la valeur qu'elle a adoptée voulant que la sûreté passe avant tout, Bruce Power s'assurera que la sûreté nucléaire prend la place prépondérante dans ses décisions et ses activités opérationnelles. À cet effet, de par son utilisation de la technologie nucléaire, elle démontrera dans toutes ses activités qu'elle reconnaît solennellement sa responsabilité envers le public, envers le personnel sur le site et envers l'environnement. À titre d'exploitant d'une centrale nucléaire, Bruce Power 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 additionnelles relatives au maintien des marges de sûreté et de la défense en profondeur et aux analyses de 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, incluant 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 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 décision 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 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 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 sur le système de gestion de même que dans le document de la centrale *Directives relatives aux attentes et pratiques en matière d'exploitation*.

Annexe 11.2 a

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 couvrent les questions d'effectif, de qualification et de formation de ce personnel.

Le tribunal de 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 :

- 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; et
- 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 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 d'une centrale nucléaire. De telles exigences s'appliquent aux demandes de permis de construction, d'exploitation, et de déclassement.

Les exigences suivantes relatives à l'effectif et à la qualification et la formation du personnel sont insérées à chacun des permis d'exploitation de centrale nucléaire :

- Un 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 exécuter toutes les actions requises pour placer la centrale dans un état sûr; l'effectif minimal par quart est stipulé dans des documents administratifs devant être approuvés par la CCSN.
- 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 les centrales nucléaires à tranches multiples, 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 (dans les centrales Bruce-A, Bruce-B et Darlington);
 - chef de quart et superviseur de quart dans les centrales nucléaires à tranches multiples;
 - chef de quart dans les 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*.
- L'approbation de la CCSN doit être obtenue avant de mettre en œuvre tout changement important aux documents concernant la dotation et l'organisation qui figurent au permis.

Annexe 11.2 b

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 réaliser chaque tâche.

Ceci est venu en complément au travail déjà réalisé par la division de formation de Bruce Power qui, en coopération avec les entités de la structure hiérarchique, à déterminer 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.

Le processus de planification de la main d'œuvre utilise cette information pour effectuer un exercice de séparation des talents par secteur d'activité et il détermine les niveaux de dotation critiques particuliers à chaque emploi dans l'ensemble de la compagnie, 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 exhaustif d'attrition est utilisé pour prédire les départs à la retraite à venir 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 (par exemple, recrutement et formation) a été déterminé pour chacun des postes critiques (incluant 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 experts au sein de la division de la planification des ressources humaines examinent toutes les hypothèses opérationnelles et les résultats des plans d'embauche à l'aide d'un outil informatique et discutent des besoins émergents avec l'équipe de planification de la main-d'œuvre. Des membres de la haute direction examinent également en ligne l'état des activités de planification de la main-d'œuvre de Bruce Power et d'autres rapports critiques.

Le comité de direction de Bruce Power a parrainé un exercice, consistant en une analyse comparative des niveaux de dotation, qui a permis de déterminer les niveaux de dotation pour des emplois particuliers dans les centrales les plus performantes. Un autre rapport de référence a été préparé suite à cette analyse afin de faire ressortir les meilleures pratiques (procédures, programmes, etc.) en vigueur à ces centrales.

Cet ensemble de connaissances est maintenant utilisé 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 (c'est-à-dire, cinq ans).

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 12 a

Responsabilités en matière de rendement humain dans les 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; et
- les entités 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 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 les 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. En autant que possible, les titulaires de permis demandent une vérification indépendante des actions ou une évaluation préalable à la fin des tâches (par exemple, les vérifications de l'alignement 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;

- l'établissement 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 (voir l'alinéa 19 (vii));
- 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; et
- l'ajout de niveaux additionnels 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 9c, 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 de sûreté, le *Règlement sur la radioprotection* et le manuel d'assurance de la qualité, par exemple) pertinentes;
- aux pratiques en matière d'exploitation et d'entretien; et
- 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. Le partage 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 couvre 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 ne réponde pas aux normes.

Annexe 12 b

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 (HFE) est utilisée pour les nouvelles conceptions, de la phase conceptuelle jusqu'aux dernières étapes détaillées de la conception et au cours des phases construction et mise en service. Dans les centrales nucléaires en service, 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 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 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 quel que soit l'état des systèmes et les conditions de fonctionnement postulés. Des personnes qualifiées vérifient de façon indépendante l'apport de l'IFH et la conception est validée afin de s'assurer qu'elle atteint le but visé sur les plans de la convivialité et de la pertinence. Des rapports sommaires en matière d'IFH sont préparés afin de documenter les résultats du processus des facteurs humains.

En plus de fournir des données pour la conception, les facteurs humains sont aussi tenus en compte au moment d'examiner la sûreté ainsi que la capacité de construire, d'exploiter et d'effectuer l'entretien des installations. Ils sont également pris en compte pour l'élaboration de procédures et d'instructions de même que pour la formation.

Annexe 13 a

Informations relatives aux programmes d'assurance de la qualité et aux systèmes de gestion

Définition de « système lié à la sûreté »

Les exigences de la collection de normes N286 de la CSA en matière d'assurance de la qualité s'appliquent aux systèmes liés à la sûreté qui sont définis comme suit : les systèmes (incluant leurs composants et structures) qui, en cas de non-conformité aux objectifs conceptuels, peuvent influencer sur la sécurité radiologique du public ou du personnel de la centrale nucléaire au cours de l'exploitation. Ces systèmes, de même que leurs composants et structures, contribuent à la :

- régulation (notamment au moment de manœuvres de démarrage et d'arrêt contrôlées) et au refroidissement du cœur du réacteur en période normale d'exploitation (conditions normales d'exploitation et d'arrêt comprises);
- régulation, à la mise à l'arrêt et au refroidissement du cœur du réacteur en cas d'incident d'exploitation prévu et d'accidents, et au maintien du cœur du réacteur dans un état d'arrêt sûr pour une période prolongée suite à de tels cas; et
- limitation des rejets de substances radioactives et de l'exposition du personnel de la centrale et du public, aux fins de conformité aux critères de l'organisme ayant délivré le permis concernant l'exposition au rayonnement, pendant et suite à des périodes normales d'exploitation, des incidents d'exploitation prévus et des accidents.

Le terme «systèmes liés à la sûreté» s'applique à une vaste gamme de systèmes, allant de ceux qui jouent de très importantes fonctions sur le plan de la sûreté à ceux dont l'effet sur la sûreté est moins direct. Plus l'impact potentiel sur la sécurité radiologique de la défaillance d'un système est important, plus la connotation «lié à la sûreté» est forte. L'expression «lié à la sûreté» s'applique également à certaines activités associées à la conception, à la fabrication, à la construction, à la mise en service et au fonctionnement de systèmes liés à la sûreté et à d'autres activités qui pourraient avoir un impact similaire sur la sécurité radiologique du public ou du personnel de la centrale. De telles activités comprennent la surveillance de l'environnement et des effluents, la radioprotection et la dosimétrie et la manutention des matières radioactives (notamment la gestion de déchets). Plus l'impact potentiel d'une activité sur la sécurité radiologique est important, plus la connotation «lié à la sûreté» est forte.

Exemple d'un système de gestion d'une centrale nucléaire

Le système de gestion de Bruce Power (SGBP) est conçu d'abord et avant tout comme outil de leadership pour l'organisation de Bruce Power. Il précise la façon par laquelle Bruce Power gère ses affaires. Il a été adopté comme système unique de gestion intégrée comprenant les cinq éléments majeurs suivants :

1. la direction stratégique;
2. les politiques, programmes et processus de contrôle;
3. la gestion des processus;
4. la planification des activités et le suivi des résultats; et
5. les compétences en leadership et les responsabilités organisationnelles.

Le SGBP évolue au fil du temps afin de conserver un avantage concurrentiel. Il est examiné, évalué et révisé chaque année. Les politiques, programmes et procédures sont évalués de façon continue afin de s'assurer que toutes les actions correctives, toutes les bonnes pratiques cernées par des exercices de comparaison et toutes les innovations au niveau des processus y sont intégrées. Aucun élément du SGBP n'est traité indépendamment. Tous les éléments du système de gestion sont inter reliés et interdépendants et ils reposent sur un ensemble de principes de leadership.

Le SGBP est une combinaison de la culture et des activités inter reliées servant à la direction et à l'exécution des travaux. Il comprend la façon par laquelle Bruce Power gère et soutient ses employés afin de leur permettre d'appliquer les processus dans les documents du SGBP de sorte que leurs objectifs soient atteints de manière sûre et efficiente. L'atteinte des objectifs est fondée sur l'intégration des trois concepts de base suivants :

- les gestionnaires s'occupent de la planification et fournissent les directives, les ressources et le soutien;
- les résultats voulus sont atteints par le personnel qui effectue son travail de manière sécuritaire et conformément aux exigences stipulées dans les documents; et
- l'efficacité des processus et du rendement au travail est évaluée.

Le SGBP décrit le processus suivi pour établir les objectifs de rendement et les appliquer.

Bruce Power a décidé de se servir de son système unique de gestion intégrée pour se conformer à certaines exigences en matière de sûreté, de protection de l'environnement et de réglementation, comme la norme N286 de la CSA, *Exigences relatives au système de gestion des centrales nucléaires*. Bruce Power maintiendra le SGBP de sorte que les parties servant à satisfaire à ces exigences soient identifiées d'une façon particulière permettant ainsi de a) démontrer explicitement comment le SGBP répond aux exigences et b) s'assurer que tout changement apporté ayant un impact sur ces parties du système de gestion sera contrôlé de manière à toujours être en conformité.

Il est essentiel que la responsabilité pour les différentes parties du système et les responsabilités individuelles soient définies clairement. Le SGBP souligne et renforce cette nécessité en s'appuyant sur un modèle intitulé « Gouvernance, surveillance, soutien et exécution ». L'équipe de direction de Bruce Power est collectivement responsable du SGBP. Elle est spécifiquement responsable et dirige les activités ayant trait à la vision, aux valeurs et aux comportements de l'organisation ainsi qu'aux aspects clés des résultats visés.

Bruce Power est une entreprise du secteur privé opérant dans le cadre d'un marché d'électricité compétitif. À ce titre, elle a une obligation envers ses actionnaires de gérer ses affaires de sorte à promouvoir l'optimisation et l'expansion, afin d'assurer la viabilité de l'entreprise tout en continuant à accroître l'avoir 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 englobant de mesures de contrôle interne que l'on retrouve dans des politiques, programmes et procédures.

De par sa conception, le SGBP contribue de façon importante à établir une culture de sûreté qui assure la sûreté nucléaire, la sécurité du public et des travailleurs ainsi que la protection de l'environnement. Il stipule également les lignes directrices nécessaires pour la prise de décision en fonction du risque qui permet d'atteindre l'équilibre voulu entre le rendement en matière de sûreté, le rendement commercial et la réputation de l'entreprise.

En élaborant ce système de gestion, Bruce Power a tenu compte des exigences dans les lois, les règlements et les permis applicables et a pris avantage des normes et bonnes pratiques pertinentes du secteur nucléaire, comme le Standard Nuclear Performance Model de la Nuclear Energy Institute. Le SGBP reflète le besoin d'effectuer de façon continue des évaluations et d'apporter des améliorations à l'efficacité globale du système. Le SGBP servira de fondement pour tous les travaux exécutés, toutes les décisions prises et tous les succès remportés.

Annexe 13 b

Mise à jour des mesures d'assurance de la qualité pour les travaux sur les enveloppes de pression

Les troisième et quatrième rapports du Canada décrivent les progrès réalisés par les titulaires de permis à l'égard de la mise en œuvre de mesures de 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.

Au cours de la période de référence, l'autorité compétente de l'Ontario en matière d'AQ à l'égard des enveloppes sous pression a évalué la demande de certificats d'autorisation soumise par Bruce Power concernant les travaux sur les enveloppes de pression (réparations, remplacements, modifications et fabrication des enveloppes de pression, nucléaires et non nucléaires). Il a été déterminé que Bruce Power avait tenu compte de façon appropriée des nouvelles exigences s'appliquant à ses programmes d'AQ et l'autorité compétente provinciale a délivré plusieurs certificats d'autorisation à Bruce Power. Il est prévu que ces certificats seront renouvelés en avril 2010 alors que le programme d'AQ sera évalué de nouveau à cette fin. Bruce Power a continué de faire appel à des entrepreneurs possédant les certificats appropriés pour effectuer des travaux sur les enveloppes de pression dans le cadre de projets majeurs, comme ceux liés au redémarrage des tranches 1 et 2. En 2009, l'organisation chargée de la gestion du projet de redémarrage de ces tranches a obtenu de l'autorité compétente provinciale d'autres certificats ayant trait à certaines activités de fabrication et de construction, nucléaires et non nucléaires.

En 2004, l'autorité compétente de l'Ontario en matière de programme d'assurance de la qualité concernant les enveloppes de pression a évalué une demande d'OPG pour un certificat d'autorisation relatif aux travaux sur les enveloppes de pression (réparations, remplacements, modifications et fabrication des enveloppes de pression, nucléaires et non nucléaires). Il a été déterminé qu'OPG avait répondu avec succès aux nouvelles exigences ayant trait à ses programmes d'AQ. L'autorité compétente provinciale a subséquemment attribué à chacun des sites neuf certificats d'autorisation qui tiennent compte de la diversité dans la portée des travaux.

Au cours de la période de référence, le personnel de la CCSN et celui de l'autorité compétente du Québec en matière d'AQ des enveloppes de pression ont rencontré régulièrement des représentants d'Hydro-Québec afin d'examiner le nouveau programme d'AQ relatif aux systèmes et composants sous pression que cette dernière prévoit mettre en œuvre à Gently-2.

Une révision du système de gestion à Point Lepreau pour y insérer les éléments nécessaires du National Board Inspection Code, ANSI/NB 23-2004, RA-2360 a été achevée. Le ministère de la Sécurité publique du Nouveau-Brunswick a examiné les documents du système de gestion et a attribué un certificat d'enregistrement pour le programme relatif aux enveloppes de pression à Point Lepreau. Des préparations sont présentement en cours à Point Lepreau pour une vérification de la mise en œuvre du programme en vue de son approbation finale.

Annexe 14 (i) a

Contenu du rapport de l'analyse de sûreté

Le rapport de l'analyse de 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 couvre les points suivants :

- une description générale de l'emplacement,
- les caractéristiques géographiques de l'emplacement et des espaces servant à des fins récréatives et commerciales ainsi que des renseignements tels que la distribution de la population,
- les conditions météorologiques qui prévalent à l'emplacement,
- les conditions hydrologiques de l'emplacement, et
- les conditions géologiques et sismologiques de l'emplacement.

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 première partie couvrent 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 couvre 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 couvre 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 dus à des causes communes telles que:
 - tremblement de terre de dimensionnement
 - rupture d'une turbine
 - tornade de dimensionnement
 - explosion de dimensionnement due à 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

Annexe 14 (i) b

Résultats des études probabilistes de sûreté dans chacune des centrales nucléaires

Bruce-A et Bruce-B

L'étude probabiliste de sûreté (EPS) effectuée dans le cadre de la remise en service des tranches 3 et 4 à Bruce-A a été achevée en 2003. Des mises à jour subséquentes, en 2004 et 2006, de l'EPS de niveau 1 ont permis d'intégrer des modifications à la conception et à l'exploitation de la centrale, et d'énumérer les systèmes importants pour la sûreté conformément à la condition du permis d'exploitation citant en référence la révision 1 du document S-98 de la CCSN, *Programmes de fiabilité pour les centrales nucléaires*. En outre, l'EPS de Bruce-A a été mise à jour afin de refléter les modifications effectuées dans le cadre du projet de réfection des tranches 1 et 2.

La portée de l'EPS à Bruce-A couvrait une évaluation des risques économiques et à la santé du public découlant des événements déclencheurs se produisant à l'intérieur de la centrale nucléaire. De plus, deux événements déclencheurs d'origine externe ont été couverts : une perte d'alimentation électrique hors site et une perte d'eau de service. La version de 2003 de l'EPS prévoit que la fréquence de dommages graves au cœur est de $4,8 \times 10^{-5}$ par année et que celle d'un rejet accidentel important hors site est de $1,0 \times 10^{-6}$ par année. Ces deux fréquences sont inférieures à celles que vise Bruce Power et celles que cette dernière a proposées à la CCSN comme objectif réglementaire.

L'EPS de Bruce-B a été mise à jour en 2007. Sa portée couvrait une évaluation des risques économiques et à la santé du public découlant des événements déclencheurs se produisant à l'intérieur de la centrale nucléaire. De plus, les effets d'une perte d'alimentation électrique hors site y sont analysés. La version de 2007 de l'EPS prévoit que la fréquence de dommages graves au cœur est de $6,4 \times 10^{-5}$ par année et que celle d'un rejet accidentel important hors site est de $3,7 \times 10^{-7}$ par année. Ces deux fréquences sont inférieures à celles que vise Bruce Power et celles que cette dernière a proposées à la CCSN comme objectif réglementaire.

Ontario Power Generation

OPG a élaboré une méthode pour effectuer des EPS de niveau 1 qui est valable pour les centrales à Darlington et à Pickering et cette méthode a été acceptée par la CCSN. Elle a été présentée en prévision de la soumission de l'EPS de niveau 1 de la centrale Darlington prévue au cours de la prochaine période de référence.

Pickering-A et Pickering-B

L'EPS de la centrale Pickering-A réalisée en 1995 couvrait les niveaux 1 et 2 dans le cas des événements d'origine interne, avec les tranches étant soit à puissance élevée ou à l'arrêt.

L'EPS de niveau 1 a été révisée en 2006, et de nouveau en 2009, afin d'y incorporer les modifications apportées à la conception, l'expérience d'exploitation et les modifications effectuées pour placer les tranches 2 et 3 dans un état de conservation sûr et qui ont une incidence sur les tranches 1 et 4. La version de 2009 de l'EPS prévoit que la fréquence de

dommages graves au cœur est de $3,6 \times 10^{-5}$ par année. Cette fréquence est bien inférieure à celle que vise OPG et celle que cette dernière a proposée à la CCSN comme objectif réglementaire.

Une EPS de la centrale Pickering-B a été réalisée en 2006. La portée de l'EPS couvrait les niveaux 1, 2 et 3 dans le cas des événements d'origine interne, avec les tranches étant soit à puissance élevée ou à l'arrêt.

Les EPS de niveau 1 et de niveau 2 ont été révisées en 2007 afin de tenir compte des modifications apportées à la conception, les améliorations apportées à la méthode et l'expérience d'exploitation. La version de 2007 de l'EPS prévoit que la fréquence de dommages graves au cœur est de $2,1 \times 10^{-6}$ par année et que celle d'un rejet accidentel important hors site est de $7,2 \times 10^{-7}$ par année. Ces deux fréquences sont bien inférieures à celles que vise OPG et celles que cette dernière a proposées à la CCSN comme objectif réglementaire.

Les EPS de Pickering-A et Pickering-B seront révisées de façon exhaustive au cours de la prochaine période de référence pour tenir compte des bonnes pratiques actuelles et pour couvrir les cas d'incendie et d'inondation à l'interne et de séisme.

Darlington

Une EPS de la centrale Darlington a été effectuée au cours des phases de conception et de construction à la fin des années 1980. L'EPS couvrait une évaluation des risques économiques et à la santé du public découlant d'événements déclencheurs se produisant à l'intérieur de la centrale nucléaire. L'EPS a servi à démontrer que le risque lié aux activités d'exploitation était suffisamment faible pour être acceptable, à effectuer une vérification approfondie de la conception, à identifier les principaux facteurs contribuant au risque et à faciliter la préparation des procédures d'exploitation et des programmes de surveillance.

Une révision provisoire de l'EPS a été réalisée en 2001. Cette révision a permis de tenir compte des modifications apportées à la conception et de l'expérience d'exploitation.

Une révision en profondeur de l'EPS a débuté en 2007. Cette révision sert à :

- mettre à jour la méthode utilisée pour qu'elle soit conforme aux normes du secteur nucléaire et aux normes réglementaires canadiennes actuelles;
- tenir compte des modifications apportées à la conception et de l'expérience d'exploitation;
- élargir la portée de l'EPS pour couvrir les cas d'incendie et d'inondation à l'interne et de séisme ainsi que d'autres événements d'origine externe (par exemple, l'écrasement d'un avion);
- ajouter des évaluations pour les tranches qui sont à puissance élevée ou à l'arrêt; et
- inclure des analyses aux EPS de niveaux 1, 2 et 3.

Il est prévu que cette révision sera menée à bien au cours de la prochaine période de référence. Les résultats préliminaires de la première phase, couvrant l'EPS de niveau 1 pour les événements internes, indiquent que l'ordre de grandeur de la fréquence de dommages graves au cœur sera de 10^{-5} par année pour les tranches qui fonctionnent à puissance élevée. Ceci est bien inférieur à la

fréquence que vise OPG et celle que cette dernière a proposée à la CCSN comme objectif réglementaire.

Point Lepreau

Une EPS de niveau 2 de la centrale Point Lepreau, couvrant des événements internes et externes dont des incendies et de inondations en centrale, a été distribuée en 2008. En outre, on a réalisé une EPS couvrant les événements internes avec la centrale à l'arrêt et une évaluation de la marge de sûreté en cas de séisme en se fondant sur l'EPS. Cette forme particulière d'évaluation fournit toutes les clarifications relatives à la conception qu'une EPS des événements sismiques devrait apporter, sans que les résultats soient assujettis aux importantes incertitudes habituellement associées aux données sur les dangers que présente le site.

L'examen par la CCSN des différents documents sur la méthode avant que l'EPS ne soit entreprise est une caractéristique importante de ce projet d'EPS. Ceci offrait une occasion de résoudre au tout début du processus toute question de conformité relative au document S-294 de la CCSN, *Études probabilistes de sûreté (EPS) pour les centrales nucléaires*.

L'objectif principal de l'EPS était de fournir des éclaircissements sur la conception et le rendement de la centrale, y compris de déterminer les facteurs de risque les plus importants et de comparer différentes solutions pour diminuer le risque afin de confirmer qu'une fois remise à neuf, la centrale Point Lepreau atteindrait les objectifs de sûreté actuellement reconnus sur la scène internationale. Les limites fixées pour les fréquences de dommages graves au cœur et de rejets accidentels importants suite à des événements d'origine interne et externe sont respectivement 10^{-4} par année et 10^{-5} par année, l'objectif étant qu'elles soient en réalité dix fois plus petites. Ces valeurs sont conformes aux objectifs internationaux pour les centrales ayant été remises à neuf.

L'EPS de niveau 1 prévoyait que la fréquence de dommages graves au cœur lorsqu'à pleine puissance serait $4,03 \times 10^{-5}$ par année. L'EPS de niveau 2 prévoyait une fréquence de rejets accidentels importants lorsqu'à pleine puissance de $6,01 \times 10^{-7}$ par année. Des renseignements supplémentaires sur les méthodes utilisées à Point Lepreau pour effectuer l'EPS et l'évaluation de la marge de sûreté en cas de séisme sont fournis ci-après à titre d'information.

Gentilly-2

Une EPS complète n'a pas encore été effectuée à la centrale 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. Une EPS complète de niveau 2 est présentement en cours dans le cadre du projet de réfection de la centrale Gentilly-2.

Exemple - Renseignements supplémentaires sur les méthodes utilisées à Point Lepreau pour effectuer l'EPS et l'évaluation de la marge de sûreté en cas de séisme

À titre d'exemple, le paragraphe qui suit décrit de façon plus détaillée la méthode suivie pour effectuer l'EPS à Point Lepreau.

Cette méthode comprenait les activités suivantes :

- des analyses des défaillances dues à des causes communes, dans le cadre de l'analyse des arbres de défaillances effectuée à l'aide de la méthode partielle unifiée;
- des analyses de la fiabilité humaine relatives aux actions prises par les opérateurs avant et suite à un accident (la méthode adoptée pour effectuer ces analyses est conforme à celle utilisée dans le cadre du programme d'évaluation des séquences d'accident, celle-ci étant une version simplifiée de la méthode développée par l'United States Nuclear Regulatory Commission pour prévoir le taux des erreurs humaines);
- une quantification des séquences d'accidents afin d'évaluer la fréquence de dommage au cœur liée aux états finals de chaque arbre d'événement;
- des analyses d'incertitude portant sur des paramètres tels que les taux de défaillance, les indisponibilités des composants, la fréquence des événements déclencheurs et les probabilités d'erreur humaine (l'incertitude associée à chacun de ces paramètres est exprimée sous forme de distribution de probabilités autour de leur moyenne ou de prévisions les plus probables);
- des analyses de sensibilité afin de vérifier l'impact de certains changements de la valeur de données d'entrée (variations des pratiques d'entretien, de la fréquence d'essai et du temps de mission, etc.) sur les résultats de l'EPS; et
- des tournées d'inspection de la centrale pour confirmer et accroître les renseignements dans la base de données sur les incendies et les inondations et pour acquérir une meilleure compréhension des modes de défaillance des structures et de l'équipement occasionnée par des interactions entre eux lors d'événements sismiques.

Tel que mentionné précédemment, une évaluation de la marge de sûreté en cas de séisme fondée sur l'EPS a également été réalisée à Point Lepreau. Ce type d'évaluation suit les mêmes étapes qu'une EPS portant sur les événements sismiques sauf pour le traitement des renseignements relatifs au danger de séisme. Puisqu'elle ne tient pas compte explicitement du danger sismique, elle ne mène pas à des dommages graves au cœur. Elle donne plutôt des résultats tels que la capacité de résister aux séismes et la probabilité de défaillances aléatoires, faisant l'hypothèse que des événements sismiques se produiront. La principale raison pour adopter ce type d'évaluation était la grande incertitude entourant le danger sismique. L'expérience découlant des EPS antérieures portant sur les événements sismiques révèle que l'incertitude du danger sismique était le facteur ayant la plus grande incidence sur la fréquence de dommages graves au cœur, et non la capacité des centrales nucléaires de résister aux séismes. Cette conclusion rendait le processus de prise de décision très difficile et il a donc été décidé d'effectuer une évaluation des marges de sûreté en se fondant sur l'EPS.

L'évaluation des marges de sûreté en cas de séisme comprenait les tâches suivantes :

- établir des marges de sûreté en cas de séisme en termes de niveau de confiance élevé d'une faible probabilité de défaillance (HCLPF) à la centrale;
- évaluer la fragilité en cas de séisme des structures et de l'équipement qui ont une incidence sur l'importance des conséquences de tels événements et qui servent à atténuer l'ampleur de ces événements;
- analyser les modes de défaillance et leurs effets, pour les bris causés par un séisme;
- développer des modèles de la centrale;

- déterminer, pour les cas comportant des dommages au cœur d'origine sismique, les enchaînements d'événements les plus courts ;
- calculer la valeur du HCLPF pour chacun de ces cas; et
- effectuer des analyses d'incertitude et de sensibilité pour les événements externes.

Annexe 14 (i) c

Exemples d'améliorations apportées à la sûreté au cours de la réfection de la centrale Point Lepreau

En plus des activités de remplacement de tubes en cours dans le cadre de la réfection de la centrale Point Lepreau, les mises à niveau suivantes ont également été effectuées afin d'améliorer la sûreté; leur mise en service a atteint différentes étapes :

- 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 l'habitabilité de celle-ci en cas d'accident; et
- dix-neuf recombineurs autocatalytiques passifs ont été installés dans le bâtiment 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 cœur.

Les modifications de la conception suivantes, également apportées pendant la réfection, contribuent à résoudre des questions de sûreté soulevées par l'EPS de niveau 2 réalisée à Point Lepreau :

- l'installation de recombineurs autocatalytiques passifs (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 contre l'incendie relatives à la détection et l'extinction dans plusieurs secteurs importants de la centrale (p.ex., les bâtiments réacteur, turbine et de service), aux voies de sortie du bâtiment turbine et aux dispositions pour effectuer des essais de meilleure qualité du système de protection contre l'incendie; et
- la construction de murets afin que l'huile dans les puisards de pompes du circuit caloporteur ne s'écoulet pas advenant un feu d'huile,

Les modifications de la conception 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 pour diminuer la pression de l'enceinte de confinement en cas d'urgence;
- l'addition d'un système d'appoint à la cuve de la calandre pour permettre le refroidissement à long terme de cette dernière; il permet de maintenir l'intégrité de la cuve, empêchant ainsi les débris du cœur de se retrouver dans l'enceinte de confinement et d'interagir avec le béton ;

- un ajustement de la dimension des disques de ruptures de la cuve de calandre devant ouvrir en cas d'accident grave; et
- l'installation d'un système pour effectuer la surveillance et l'échantillonnage suite aux accidents.

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 des rondes et distribué des plans d'entretien, nouveaux ou révisés, qui contribuent à résoudre les questions soulevées par l'EPS.

Annexe 15 a

Exigences et lignes directrices détaillées relatives au contrôle de l'exposition au rayonnement des travailleurs et du public

Les règlements connexes à la *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires* (LSRN) en comprennent un sur la radioprotection. Le *Règlement sur la radioprotection* reprend nombre de recommandations contenues dans le document CIPR-60 (1991) de la Commission internationale de la 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.

Le Règlement sur la radioprotection porte sur :

- les exigences relatives aux programmes de radioprotection des titulaires de permis et leur mise en œuvre;
- les exigences relatives à l'enregistrement des doses de rayonnement;
- la définition du seuil d'intervention et les mesures à prendre lorsqu'un seuil d'intervention est atteint;
- les renseignements à fournir aux travailleurs 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;
- l'obligation d'avoir recours à des services de dosimétrie autorisés;
- 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 œuvrant 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 l'autorisation de retourner 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; et
- les exigences relatives à l'affichage aux points d'accès et aux limites des zones.

La LSRN confère notamment au tribunal de la Commission le pouvoir d'autoriser le retour au travail des personnes ayant reçu une dose de rayonnement supérieure à la limite réglementaire.

La CCSN a élaboré un nombre de documents d'application de la réglementation afin d'aider les titulaires de permis sur différents sujets liés à la radioprotection et 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 aux personnes 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, la disponibilité des ressources, la formation, l'établissement de seuils d'intervention et la tenue des documents appropriés; et
- l'exécution d'examen opérationnels réguliers.

Le document d'application de la réglementation 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.

L'exposition au rayonnement des travailleurs du secteur nucléaire doit être surveillée par l'entremise d'un service de dosimétrie détenteur d'un permis de la CCSN. La norme d'application de la réglementation 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, la précision et l'assurance de la qualité qu'un service de dosimétrie doit respecter. Les exigences de cette norme sont égales ou 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). Tous les trimestres, le service de dosimétrie soumet les résultats des évaluations des doses reçues au travail au Fichier dosimétrique national canadien, un service de Santé Canada.

Annexe 15 b

Doses reçues par le personnel des centrales nucléaires au Canada

Le *Règlement sur la radioprotection* adopté par la CCSN reflète les recommandations faites en 1990 par la Commission internationale de protection radiologique (CIPR 60). Au Canada, les travailleurs des centrales nucléaires ne doivent pas recevoir une dose supérieure à 50 mSv par année 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 de 2005 à 2009. 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 2005 à 2009

| | 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 & B | 2005 | 6 | 0,980 | 7,71 | 8,69 | 19,99 |
| | 2006 | 6 | 1,012 | 4,81 | 5,82 | 12,27 |
| | 2007 | 6 | 0,976 | 7,93 | 8,90 | 16,28 |
| | 2008 | 6 | 1,026 | 9,87 | 10,89 | 17,53 |
| | 2009 | 6 | 0,911 | 6,14 | 7,05 | 13,35 |
| Darlington | 2005 | 4 | 0,377 | 2,48 | 2,86 | 12,44 |
| | 2006 | 4 | 0,353 | 2,85 | 3,20 | 28,30 |
| | 2007 | 4 | 0,343 | 3,76 | 4,11 | 32,42 |
| | 2008 | 4 | 0,220 | 1,52 | 1,74 | 17,21 |
| | 2009 | 4 | 0,256 | 2,94 | 3,20 | 21,05 |
| Gentilly-2 | 2005 | 1 | 0,315 | 1,23 | 1,55 | 15,85 |
| | 2006 | 1 | 0,322 | 0,90 | 1,23 | 36,99 |
| | 2007 | 1 | 0,163 | 0,49 | 0,65 | 11,27 |
| | 2008 | 1 | 0,153 | 1,00 | 1,16 | 13,57 |
| | 2009 | 1 | 0,156 | 0,52 | 0,68 | 10,50 |
| Pickering-A & B | 2005 | 6 | 1,56 | 9,76 | 11,32 | 17,85 |
| | 2006 | 6 | 1,81 | 5,86 | 7,66 | 36,27 |
| | 2007 | 6 | 1,26 | 4,61 | 5,87 | 40,27 |
| | 2008 | 6 | 1,20 | 3,46 | 4,66 | 30,56 |
| | 2009 | 6 | 1,05 | 4,81 | 5,85 | 29,98 |
| Point Lepreau | 2005 | 1 | 0,137 | 1,44 | 1,58 | 17,86 |
| | 2006 | 1 | 0,156 | 0,75 | 0,90 | 12,1 |
| | 2007 | 1 | 0,129 | 0,54 | 0,67 | 9,2 |
| | 2008 | 1 | 0,055 | 5,94 | 6,00 | 23,1 |
| | 2009 | 1 | s.o. | 4,08 | 4,08 | 15,9 |

Doses collectives dans les centrales nucléaires canadiennes

| Année | Nombre de réacteurs | Dose collective (personne-Sv) |
|--------------|----------------------------|------------------------------------------|
| 2005 | 18 | 26,00 |
| 2006 | 18 | 18,81 |
| 2007 | 18 | 20,20 |
| 2008 | 18 | 24,45 |
| 2009 | 18 | 20,86 |

Annexe 15 c

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). La présente 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 en exploitation sont inférieures à 1 % des quantités autorisées par la CCSN.

Rejets d'effluents gazeux des centrales nucléaires canadiennes (2006 à 2009)

| | Oxyde de tritium (TBq) | Carbone-14 (TBq) | Gaz rares (TBq-Mev) | Iode-131 (TBq) | Particules (TBq) |
|---------------------------------|------------------------|---------------------|---------------------|----------------------|----------------------|
| Bruce-A¹ | | | | | |
| LOD, 2001 à 2009 depuis 2009 | 8,8 E04 1,35 E05 | 5,7 E02 1,06 E03 | 5,0 E04 4,77 E04 | 1,2 E00 1,26 E00 | 2,1 E00 3,10 E-01 |
| 2006 | 4,5 E02 | 1,9 E00 | 1,2 E02 | 3,4 E-05 | 6,7 E-06 |
| 2007 | 9,3 E02 | 1,5 E00 | 1,5 E02 | 2,6 E-05 | 4,4 E-06 |
| 2008 | 1,2 E03 | 8,7 E-01 | 1,8 E02 | 1,8 E-05 | 3,5 E-06 |
| 2009 | 9,3 E02 | 7,9 E-01 | 1,1 E02 | 1,8 E-05 | 8,3 E-06 |
| Bruce-B¹ | | | | | |
| LOD, 2001 à 2009 depuis 2009 | 9,3 E04 2,70 E05 | 6,0 E02 1,08 E03 | 1,2 E05 1,07 E05 | 1,3 E00 9,80 E-01 | 2,5 E00 7,44 E-01 |
| 2006 | 4,4 E02 | 10,0 E00 | 5,1 E01 | 1,0 E-04 | 1,1 E-04 |
| 2007 | 6,3 E02 | 5,7 E00 | 5,0 E01 | 1,2 E-04 | 1,1 E-04 |
| 2008 | 4,5 E02 | 4,8 E00 | 4,3 E01 | 3,8 E-05 | 9,6 E-05 |
| 2009 | 4,6 E02 | 1,7 E00 | 3,6 E01 | 4,2 E-05 | 1,1 E-04 |
| Darlington² | | | | | |
| LOD | 4,3 E04 | 1,8 E03 | 3,9 E04 | 4,7 E00 | 2,4 E00 |
| 2006 | 1,30 E02 | 1,20 E00 | 1,40 E01 | 1,20 E-04 | 6,30 E-05 |
| 2007 | 1,60 E02 | 1,30 E00 | 1,50 E01 | 1,20 E-04 | 5,90 E-05 |
| 2008 | 1,60 E02 | 1,70 E00 | 1,80 E01 | 1,10 E-04 | 4,30 E-05 |
| 2009 | 1,70 E02 | 1,70 E00 | 1,50 E01 | 1,20 E-04 | 5,40 E-05 |
| Gentilly³ | | | | | |
| LOD | 4,4 E05 | 8,8 E02 | 1,7 E05 | 1,3 E00 | 1,9 E00 |
| 2006 | 1,7 E02 | 2,8 E-01 | 7,2 E-01 | Non détecté | 1,0 E-05 |
| 2007 | 1,5 E02 | 1,6 E-01 | 2,0 E-01 | Non détecté | Non détecté |
| 2008 | 1,7 E02 | 2,1 E-01 | 7,4 E-01 | Non détecté | 1,0 E-05 |
| 2009 | 1,9 E02 | 3,0 E-01 | 2,5 E-01 | Non détecté | Non détecté |
| Pickering-A² | | | | | |
| LOD, avant 2007 depuis 2007 | 7,0 E04 5,5 E04 | 1,8 E03 6,3 E03 | 1,7 E04 2,0 E04 | 2,2 E00 9,7 E00 | 1,2 E00 2,1 E12 |
| 2006 | 2,80 E02 | 1,36 E00 | 1,27 E02 | 1,25 E-04 | 6,72 E-05 |
| 2007 | 2,78 E02 | 9,44 E-01 | 8,18 E01 | 3,94 E-05 | 7,02 E-05 |
| 2008 | 5,22 E02 | 1,33 E00 | 1,03 E02 | 2,80 E-05 | 6,55 E-05 |
| 2009 | 4,40 E02 | 1,18 E00 | 2,09 E02 | 2,32 E-05 | 6,88 E-05 |
| Pickering-B² | | | | | |
| LOD, avant 2007 depuis 2007 | 7,0 E04 5,5 E04 | 1,8 E03 6,3 E-3 | 1,7 E04 2,9 E04 | 2,2 E00 9,7 E00 | 1,2 E00 2,1 E12 |
| 2006 | 2,89 E02 | 6,68 E00 | 5,90 E01 | 1,19 E-05 | 3,45 E-06 |
| 2007 | 2,78 E02 | 1,11 E01 | 7,67 E01 | 6,82 E-06 | 3,48 E-06 |
| 2008 | 2,41 E02 | 5,44 E00 | 7,40 E01 | 5,07 E-06 | 3,96 E-06 |
| 2009 | 2,62 E02 | 1,32 E00 | 6,36 E01 | 5,51 E-06 | 6,59 E-06 |
| Point Lepreau | | | | | |
| LOD | 4,3 E05 | 3,3 E03 | 7,3 E04 | 2,2 E01 | 5,4 E00 |
| 2006 | 1,7 E02 | 2,8 E-01 | 3,9 E00 | Non détecté | 4,9 E-09 |
| 2007 | 2,0 E02 | 3,6 E-01 | 4,3 E00 | 3,7 E-07 | 1,6 E-09 |
| 2008 | 1,4 E02 | 1,4 E-01 | 5,6 E-01 | Non détecté | Non détecté |
| 2009 | 3,2 E01 | 5,9 E-02 | Non détecté | Non détecté | Non détecté |

¹ Depuis 2001, les LOD rapportées par Bruce Power étaient des LOD provisoires. Elles ont été révisées en 2001, principalement par suite de changements apportés à la valeur de la limite de dose du public. Les LOD ont été mises à jour en 2009 alors qu'une révision exhaustive a été réalisée.

² Les LOD d'OPG ont été révisées en 2001, principalement par suite de changements apportés à la valeur de la limite de dose du public, et elles ont servi de LOD provisoires jusqu'à ce qu'une révision plus approfondies puisse être effectuée. Les LOD révisées des centrales de Darlington et de Pickering ont été adoptées respectivement en 2005 et en 2007.

³ Présentement à Gentilly-2, les LOD sont fondées sur une valeur de 5 mSv/a mais une révision est en cours.

Rejets d'effluents liquides des centrales nucléaires canadiennes (2006 à 2009)

| | Oxyde de tritium (TBq) | Bêta-gamma brut (TBq) | Carbone-14 (TBq) |
|---------------------------------|---------------------------|--------------------------|---------------------------|
| Bruce-A | | | |
| LOD, 2001 à 2009 depuis 2009 | 4,5 E04 2,13 E06 | 5,8 E-01 9,97 E01 | 1,1 E01 2,61 E03 |
| 2006 | 3,0 E02 | 8,3 E-04 | 1,3 E-03 |
| 2007 | 1,7 E02 | 6,7 E-04 | 1,8 E-03 |
| 2008 | 2,4 E02 | 6,2 E-04 | 9,2 E-04 |
| 2009 | 2,5 E02 | 6,4 E-04 | 6,4 E-04 |
| Bruce-B | | | |
| LOD, 2001 à 2009 depuis 2009 | 6,0 E05 2,27 E06 | 4,9 E00 1,06 E02 | 9,1 E01 2,78 E03 |
| 2006 | 4,3 E02 | 3,9 E-03 | 6,2 E-03 |
| 2007 | 1,1 E03 | 2,9 E-02 | 5,1 E-03 |
| 2008 | 2,3 E02 | 4,1 E-03 | 3,6 E-03 |
| 2009 | 3,8 E02 | 2,7 E-03 | 3,5 E-03 |
| Darlington | | | |
| LOD, depuis 2005 | 4,3 E06 | 7,1 E01 | 9,7 E02 |
| 2006 | 1,90 E02 | 4,80 E-03 | 5,90 E-04 |
| 2007 | 3,50 E02 | 4,50 E-03 | 7,60 E-04 |
| 2008 | 3,90 E02 | 4,50 E-03 | 9,50 E-03 |
| 2009 | 1,90 E02 | 2,60 E-02 | 3,90 E-03 |
| Gentilly | | | |
| LOD | 1,2 E06 | 5,3 E00 | 1,0 E02 |
| 2006 | 2,3 E02 | 8,6 E-04 | 1,9 E-02 |
| 2007 | 2,0 E02 | 3,8 E-04 | 8,0 E-03 |
| 2008 | 3,7 E02 | 7,8 E-04 | 1,1 E-02 |
| 2009 | 3,4 E02 | S.O. | 1,5 E-02 |
| Pickering-A | | | |
| LOD, avant 2007 depuis 2007 | 1,7 E05 5,10 E05 | 2,0 E00 4,7 E00 | Voir la note 1 6,4 E01 |
| 2006 | 1,31 E02 | 5,03 E-03 | s.o. |
| 2007 | 7,05 E01 | 7,23 E-03 | s.o. |
| 2008 | 2,50 E02 | 1,69 E-02 | s.o. |
| 2009 | 1,51 E02 | 1,78 E-02 | s.o. |
| Pickering-B | | | |
| LOD, avant 2007 depuis 2007 | 1,7 E05 5,1 E05 | 2,0 E00 4,7 E00 | 2,6 E01 6,4 E01 |
| 2006 | 1,99 E02 | 2,15 E-02 | 6,20 E-03 |
| 2007 | 1,82 E02 | 3,18 E-02 | 7,41 E-03 |
| 2008 | 2,00 E02 | 1,70 E-02 | 3,64 E-03 |
| 2009 | 2,45 E02 | 7,70 E-02 | 4,44 E-03 |
| Point Lepreau | | | |
| LOD | 1,6 E07 | 1,5 E01 | 3,0 E02 |
| 2006 | 1,6 E2 | 1,4 E-3 | 2,4 E-3 |
| 2007 | 2,9 E2 | 3,9 E-2 | 1,2 E-3 |
| 2008 | 2,0 E3 | 2,3 E-2 | 2,6 E-2 |
| 2009 | 4,4 E1 | 3,2 E-4 | 2,1 E-4 |

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 16.1 b

Plans des mesures d'urgence aux sites des centrales nucléaires au Canada

Plan des mesures d'urgence nucléaire de Bruce Power

Le plan des mesures d'urgence nucléaire de Bruce Power est un plan général d'entreprise qui sert de base commune pour l'organisation pour les cas d'urgence nucléaire et les interventions particulières dans chacune de ses centrales en cas d'urgence. Le plan fait état des concepts, des structures, des rôles et des processus présidant 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 changements et des modifications à apporter aux mesures de préparation aux situations d'urgence mises en place par Bruce Power.

Le plan des mesures d'urgence nucléaire de Bruce Power porte sur les situations d'urgence pouvant se produire à Bruce-A ou 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 établir des liens avec le Plan provincial en cas d'urgence nucléaire (PPUN) (voir l'annexe 16.1 c) 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.

Suivant la définition donnée dans le plan des mesures d'urgence nucléaire 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 afin de maîtriser la situation.

Ce plan est conforme aux analyses et rapports de sûreté nucléaire que Bruce Power a soumis à la CCSN à l'appui des demandes de permis de construction et d'exploitation pour chacune de ses centrales.

Les interventions en matière de sécurité (actes hostiles) font l'objet de dispositions distinctes, mais ce plan des mesures d'urgence s'applique quand même pour tenir compte du risque potentiel d'un rejet de substances radioactives lié à de tels cas (par exemple, 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 des mesures d'urgence, Bruce Power a élaboré, pour chacune de ses centrales, des dispositions particulières visant la préparation aux situations d'urgence 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 en cas d'urgence propre à la centrale. Et, dans l'éventualité où elle risquerait d'avoir des répercussions hors site, il la classerait de façon plus précise encore en se fondant sur les critères contenus dans le PPUN. Dans le but de simplifier cette étape, bon nombre d'événements ont déjà été classés suivant les 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 situations d'urgence 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, suivant 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 – 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 établir son centre des médias local pour y tenir des points de presse ou des interviews.

Les événements plus graves pourraient exiger le déclenchement du PPUN et l'activation du centre mixte d'information en cas d'urgence (CIU) 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 le CIU en fonction, le gouvernement provincial assume alors la gestion des services d'information visant les interventions hors site. La municipalité de Kincardine va aussi mettre sur pied un CIU local dans ses locaux. Afin de s'assurer que les renseignements fournis au public local sont justes, Bruce Power aide la municipalité de Kincardine à les préparer. La justesse des renseignements relatifs à l'urgence et devant être diffusés par les CIU local et provincial est vérifiée par les trois parties en cause avant qu'ils ne soient diffusés.

Plan consolidé des mesures d'urgence nucléaire d'Ontario Power Generation

Le plan consolidé des mesures d'urgence nucléaire d'Ontario Power Generation (OPG) est un plan général d'entreprise qui sert de base commune à la préparation aux situations d'urgence 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 présidant 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 est conçu de manière à être compatible avec le PPUN de l'Ontario.

Suivant la définition donnée dans le plan consolidé des mesures d'urgence nucléaire 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 à la limite réglementaire.

Le plan d'OPG met surtout l'accent sur les rejets de substances radioactives provenant des installations fixes et sur les liens existant entre ce plan et le PPUN (voir l'annexe 16.1 c). Bien que les incidents résultant d'actes hostiles (sécurité) dans les 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'en appliquent pas moins dans de tels cas. Ces dispositions font par ailleurs 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 en cas d'urgence est en accord avec les analyses et rapports de sûreté nucléaire qu'OPG a soumis à la CCSN à l'appui des demandes de permis de construction et d'exploitation pour chacune de ses centrales.

En vue de la mise en œuvre de son plan en cas d'urgence nucléaire, OPG a élaboré, pour chacune de ses centrales, des dispositions particulières à chacun des sites concernant la préparation aux situations d'urgence et les interventions dans de tels cas.

S'il survenait une urgence nucléaire sur le site d'une centrale d'OPG, le personnel de l'entreprise verrait alors à classer immédiatement l'urgence d'après les critères précisés dans le plan des mesures d'urgence propre à la centrale. Et, dans l'éventualité où elle risquerait d'avoir des répercussions hors site, il la classerait de façon plus précise en se fondant sur les critères contenus dans le PPUN. Dans le but de simplifier cette étape, bon nombre d'événements ont déjà été classés suivant le système 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 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 situations d'urgence 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 installations, OPG est tenue, suivant 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 – 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, risque de toucher les populations vivant à proximité et d'autres parties intéressées, OPG organisera des points de presse à l'intention des médias locaux, ou publiera des communiqués de presse dont il fera parvenir copie aux fonctionnaires provinciaux et municipaux. Et, si la situation le justifie, OPG pourra établir son centre des médias local sur le site ou à proximité de celui-ci pour y tenir des points de presse ou des interviews.

Les événements plus graves pourront exiger le déclenchement du PPUN et l'activation des centres d'information en cas d'urgence (CIU) 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 des mesures d'urgence nucléaire de la centrale 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 éventuelles à sa centrale Gentilly-2. Ce document, de même que divers autres qui l'accompagnent, traitent en détail de la préparation aux situations d'urgence nucléaire 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; et
- l'alerte est déclenchée par les autorités de la centrale 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 Gentilly-2;
- l'alerte est déclenchée par les autorités publiques de la province de Québec.

La centrale de Gentilly-2 tient des exercices d'intervention en cas d'urgence radiologique au moins une fois par année. Le personnel de la centrale participe en outre à des exercices d'origine externe, 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 situations d'urgence nucléaire et des interventions dans de tels cas.

Gentilly-2 a mis en place des services de préparation aux situations d'urgence suivant 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 d'initiation des interventions et ceux servant à déterminer le niveau d'alerte;
- la documentation des interventions en cas d'urgence (cadre et procédures d'intervention);
- l'établissement de l'organisation d'intervention en cas d'urgence (mission et responsabilités);
- la détermination des ressources requises (en 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 d'urgence (évaluer les risques, déclarer l'alerte, mobiliser l'organisme d'intervention en cas d'urgence, notifier 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); et
- l'évaluation du processus de préparation aux situations d'urgence.

Les principaux produits du processus de préparation aux situations d'urgence 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; et
- des plans en cas d'urgence éprouvés.

Plan de préparation aux situations d'urgence de la centrale Point Lepreau

ENNB a mis en place des services de préparation aux situations d'urgence suivant un processus entrant dans le cadre 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 couvre toutes les activités concernant la préparation aux urgences pouvant avoir une incidence sur le personnel de la centrale, le public et l'environnement et les interventions dans de tels cas, incluant celles relatives à la coordination des actions avec les organismes externes dont le soutien est requis en cas d'urgence. Il englobe les différents types d'urgence suivants : les incidents radiologiques comprenant des rejets sur le site et à l'environnement (incluant les accidents de transport impliquant des matières radioactives), 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.

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, et dispose de processus pour élaborer et évaluer ses propres plans et coordonner les interventions d'autres organismes gouvernementaux. Le processus 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.

Les activités principales du processus de préparation aux situations d'urgence de Point Lepreau comprennent :

- définir le fondement de la planification des mesures d'urgence;
- élaborer et maintenir à jour le plan des mesures d'urgence;
- déterminer les ressources requises pour mettre le plan en œuvre;
- élaborer des procédures d'intervention en cas d'urgence;
- mettre en place, mettre à jour et évaluer les mesures d'urgence;
- déterminer quels événements nécessitent une intervention d'urgence;
- minimiser les conséquences des événements; et
- retourner à la normale suite à des événements ayant nécessité une intervention d'urgence.

Les sources de données du processus incluent :

- les évaluations de situations d'urgence possibles tenant compte de la conception et du fondement en matière de sûreté de la centrale de même que les activités qui s'y déroulent et les matériaux qui y sont utilisés;
- les exigences de coordination avec des organismes et intervenants externes en cas d'urgence; et
- les lois, règlements, normes et bonnes pratiques pertinents en matière de planification et d'intervention en cas d'urgence, incluant les normes et lignes directrices de l'Association canadienne de normalisation (CSA), de l'Association nationale de protection contre l'incendie (NFPA), de la CIPR, et de l'AIEA.

Les produits du processus sont :

- des plans en cas d'urgence éprouvés;
- l'information du public;
- des procédures en cas d'urgence pour les intervenants; et
- des installations et de l'équipement dédiés aux interventions en cas d'urgence et maintenus à jour.

Le plan des mesures d'urgence prévoit trois niveaux progressifs d'intervention en cas d'incident nécessitant une intervention rapide :

- alerte: situation nécessitant l'intervention d'une équipe spécialement formée mais dont l'ampleur n'est cependant pas suffisante pour nuire aux activités en cours à la grandeur de la centrale;
- urgence sur le site: des conditions d'urgence ayant une incidence seulement sur le site, à l'intérieur des limites de la propriété d'ENNB à Point Lepreau; et
- urgence générale: des conditions d'urgence ayant une incidence sur l'environnement ou qui peuvent possiblement en avoir une sur la santé et la sécurité des personnes à l'extérieur des limites de la propriété d'ENNB à Point Lepreau.

Annexe 16.1 c

Plans provinciaux en cas d'urgence hors site

Province de l'Ontario

De toutes les juridictions 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 (20 réacteurs). 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 kilomètres des frontières de la province. De ce fait même, dès 1986, la province s'est dotée d'un plan en cas d'urgence nucléaire (le Plan provincial en cas d'urgence nucléaire - PPUN). Ce plan n'a toutefois jamais été complètement, ni partiellement, déclenché. 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 en cas d'urgence et d'intervention dans de tels cas sont régis par la *Loi sur les mesures d'urgence*. Cette loi exige que le gouvernement se dote d'un plan pour faire face aux situations d'urgence liées aux installations nucléaires et elle autorise 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 au nom du gouvernement de l'Ontario le PPUN et assure dans la province la coordination de la préparation en cas d'urgence nucléaire et des interventions dans de tels cas.

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 dû à un accident, à une déféctuosité ou à 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 cas d'urgence nucléaire hors site et les interventions dans de tels cas, le PPUN sert à assurer la coordination des activités des ministères provinciaux, des installations nucléaires, du gouvernement du Canada (incluant 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 situations d'urgence nucléaire et les interventions dans de tels cas. Il traite notamment des points suivants :

- le but et les principes directeurs;
- la hiérarchie des plans et procédures d'urgence;
- la description du risque;
- les hypothèses de 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; et
- la surveillance exercée par le comité provincial et les comités municipaux d'intervention en cas d'urgence.

Des exercices provinciaux de grande envergure portant sur des urgences de natures nucléaire ou radiologique ont lieu régulièrement au niveau provincial, incluant également la participation du gouvernement du Canada.

Le groupe GSUO a entrepris en 2007 un processus d'examen exhaustif du PPUN qui devrait être mené à bien au cours de la prochaine période de référence. Ce processus comporte, pour chacune des parties du PPUN, un examen complet et réécriture du texte, des consultations auprès de parties intéressées et des révisions fondées sur les commentaires reçus de ces dernières.

Province de Québec

Au Québec, c'est l'Organisation de la sécurité civile du Québec (OSCQ) qui est responsable de la planification des mesures d'urgence et de l'intervention pour 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 organismes gouvernementaux plus directement concernés en cas d'urgence nucléaire à Gentilly-2 de même que les stratégies d'intervention 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 précisés 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 au site de Gentilly-2. Dans le cadre de cette intervention, conformément au PMUNE-G2, l'OSCQ ouvre le centre des opérations gouvernementales qui coordonne l'action 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 mars 2007 en concordance avec la distribution de nouveaux comprimés d'iodure de potassium aux résidents et aux travailleurs de la zone de planification en cas d'urgence, couvrant un rayon de 8 kilomètres autour de la centrale nucléaire Gentilly-2. Le site Web www.urgencenucleaire.qc.ca a été établi afin de diffuser l'information pertinente. Par ailleurs,

l'acquisition d'un système d'alerte rapide de la population est à l'étude dans les municipalités de la zone de 8 kilomètres. Entre 2002 et 2005, le Québec a acquis de l'équipement spécial de détection et d'analyse permettant de caractériser l'environnement et la chaîne alimentaire. À chaque année, les intervenants devant les utiliser en cas d'urgence complètent également la formation et les exercices pertinents.

Le plan directeur du PMUNE-G2 est présentement en révision. La nouvelle version devrait être disponible au cours de la prochaine période de référence.

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, incluant les événements de nature nucléaire et radiologique; et
- La Direction générale des initiatives en matière de sécurité et d'urgence qui est le principal organisme provincial responsable de la protection de la sécurité et des infrastructures essentielles.

Le gouvernement du Nouveau-Brunswick a regroupé les responsabilités en matière de sûreté et de sécurité publiques au sein du ministère de la Sécurité publique. En voici les principaux volets :

- améliorer la prévention, la préparation et l'intervention pour tous les types de dangers, incluant 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'Organisation des mesures d'urgence du Nouveau-Brunswick (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 qu'à tous les trois ans comme c'était le cas jusqu'ici; et
- 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*, 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 actions 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 actions 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 des Affaires municipales et les rôles de soutien de vingt-trois autres ministères, organismes et agences. Des représentants de ces différents groupes siègent sur le Comité des mesures d'urgence de la province (CMU) 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 CMU 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 prendre des actions, il est alors en état d'urgence. Dans ce deuxième état, des représentants des ministères doivent se présenter au siège social où ils sont mis au courant de la situation d'urgence en cours.

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 en cas 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 Justice, des Ressources naturelles, du Développement social et des Transports, ainsi que des gouvernements municipaux.

Les autorités locales sont responsables de la planification et des interventions en cas d'urgence à l'intérieur de 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 en cas d'urgence hors site de Point Lepreau a été élaboré par OMU N.-B., conformément au cadre d'action décrit précédemment. Il partage les rôles et responsabilités entre les différentes parties appelées à intervenir suite à un incident à Point Lepreau qui occasionne une situation d'urgence hors site, et décrit les actions immédiates devant être prises dans de telles situations.

S'il devient nécessaire d'aviser le public d'une situation d'urgence hors site, des coordonnateurs en cas d'urgence feront un suivi dans des secteurs donnés afin de s'assurer que les personnes qui y résident sont informées adéquatement des actions 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 par l'entremise de la radio et de 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 en cas 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, incluant 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 décision. 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.

Annexe 16.1 d

Dispositions des plans fédéraux en cas d'urgence

Dispositions 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 présente, ou pourrait présenter, une menace de nature radiologique 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 situations d'urgence, 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 situations d'urgence, ou d'intervention dans de tels cas; et
- 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 couvre quatre catégories d'événement faisant partie des urgences nucléaires:

- les événements survenant à une centrale nucléaire située au Canada ou aux États-Unis le long de la frontière avec le Canada;
- les événements mettant en cause un navire en visite au Canada ou en transit dans les eaux territoriales canadiennes;
- les événements mettant en cause une centrale nucléaire située dans la partie méridionale des États-Unis ou dans un autre pays étranger; et
- les autres événements radiologiques importants.

Outre la description des événements énumérés ci-dessus, le PFUN comporte des appendices où sont sommairement décrits les niveaux de notification des urgences adoptés par les laboratoires de Chalk River en Ontario, par les diverses centrales nucléaires au Canada et par certaines centrales nucléaires aux États-Unis relativement aux rejets d'effluents tant gazeux que liquides.

Le PFUN ne s'applique pas :

- en cas de guerre comme l'utilisation d'armes nucléaires contre l'Amérique du Nord;
- aux événements susceptibles de présenter des risques radiologiques limités et dont les effets ne devraient donc pas excéder la capacité d'intervention des autorités locales ou provinciales, non plus que celle des organismes de réglementation; et
- à la gestion et à la coordination des mesures prises par le gouvernement du Canada pendant l'étape de la reprise; si, par suite d'une urgence nucléaire, l'aide du gouvernement fédéral est requise pour prendre des mesures de reprise; la responsabilité

de ces mesures devra être confiée, durant l'intervention même ou immédiatement après, à un ministre particulier du gouvernement du Canada.

Selon le PFUN, le Québec, l'Ontario, la Nouvelle-Écosse, le Nouveau-Brunswick et la Colombie-Britannique sont les provinces canadiennes les plus susceptibles d'être touchées par une urgence nucléaire. Cette probabilité plus élevée tient au fait que ces provinces sont plus près de centrales nucléaires américaines ou canadiennes, ou encore qu'elles ont, sur leur propre territoire, soit des centrales nucléaires, soit des ports maritimes qui reçoivent la visite de navires à propulsion nucléaire.

Comme l'a montré l'accident de Tchernobyl, une urgence nucléaire grave dans une grande centrale nucléaire éloignée du Canada est susceptible d'avoir une certaine incidence sur le pays. Bien que de faibles quantités de substances radioactives peuvent 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 ou l'environnement au Canada. Aussi, toute action prise par le Canada en vertu du PFUN à la suite d'un accident nucléaire survenu dans une installation située dans le sud des États-Unis ou dans un autre pays 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; et
- 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 accidents radiologiques graves, suivant 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 éventuelles 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.

La Loi sur la gestion des urgences

En juin 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 a pour but de fournir des directives plus précises aux différents ministères du gouvernement fédéral et à leurs organismes respectifs et d'élargir la portée des activités en matière de préparation aux situations d'urgence au niveau fédéral pour couvrir tous les aspects de la gestion des urgences.

Suite à ce changement, le personnel de la CCSN a effectué un examen et une analyse des écarts de la situation actuelle à la CCSN au chapitre de la gestion des urgences et des répercussions de la promulgation de la nouvelle LGU. L'analyse a consisté en un examen de la LGU en

comparaison au programme de gestion des urgences de la CCSN. Bien que quelques écarts aient été observés, il a été déterminé que, de façon générale, la conformité du programme de gestion des urgences de la CCSN à la LGU est passablement bonne.

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 situations d'urgence nucléaire, de préparation à celles-ci, d'intervention dans de tels cas et de retour à la normale après coup.

Pendant une urgence nucléaire au Canada, la CCSN continuerait de jouer son rôle d'organisme de réglementation, comme le prévoient le PFUN et son propre plan des mesures d'urgence.

Comme ses responsabilités en matière de réglementation couvrent un large éventail de situations, de centrales, d'activités et de substances, la CCSN doit établir des plans visant une gamme tout aussi variée de scénarios d'urgence. La CCSN maintient toujours 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 pratiques et des exercices de formation menés par l'organisme responsable du PFUN ou par la CCSN visant à confirmer l'état de préparation en cas d'urgence nucléaire.

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 (panne majeure d'électricité), telle que celle survenue le 14 août 2003. La CCSN a également établi un deuxième lieu de rassemblement pour son personnel chargé des services d'urgence advenant que les locaux de son siège social ne soient 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 observations à la haute direction et au personnel de la CCSN ainsi qu'au public, aux médias, au titulaires de permis et à tous les paliers du gouvernement.

Le plan des mesures d'urgence de la CCSN est le document qui expose les stratégies et lignes directrices que la Commission suivra 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; et
- 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 *Loi sur la protection civile* fédérale. Il est conçu de façon à être compatible et à s'harmoniser avec les plans et procédures en cas d'urgence des titulaires de permis délivré 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 instances.

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 délivré par la CCSN
- les transporteurs, expéditeurs et autres entités 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 United States Nuclear Regulatory Commission
- l'AIEA.

Le plan des mesures d'urgence de la CCSN est en vigueur en tout temps sur l'un des quatre modes suivants :

- en 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. C'est également dans ce mode qu'elle réagit aux incidents qui ne justifient pas le déclenchement du plan des mesures d'urgence.
- en 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.
- en 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.
- en mode de retour à la normale, subséquent à une période en mode d'intervention, la CCSN procède à un certain nombre d'activités qui visent à permettre le retour 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 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 ou à l'environnement.

De telles urgences peuvent se situer tant sur site qu'hors site. Une urgence nucléaire pourrait, par exemple, résulter d'un événement mettant en cause :

- le rejet, réel ou éventuel, de substances radioactives à une centrale nucléaire, canadienne ou d'un autre pays, ou à toute autre installation autorisée en vertu d'un permis délivré par la CCSN ou dû à une activité autorisée par un tel permis;
- toute substance nucléaire réglementée en vertu de la LSRN ; ou
- la perte, le vol, la découverte ou le transport de matières radioactives 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 assister à des programmes de formation, participer à des exercices ou entreprendre une intervention dans le cadre d'une urgence réelle. Son plan des mesures d'urgence définit, pour l'ensemble de l'organisme, les lignes directrices relatives à la participation du personnel.

Les rôles que joue le personnel de la CCSN au sein de l'organisation des mesures d'urgence sont définis dans le plan des mesures d'urgence de la CCSN et ils varient suivant la nature de l'urgence. Les responsabilités du personnel de la CCSN en cas d'urgence nucléaire sont équivalentes à celles qui lui sont dévolues dans le cours des activités usuelles de la CCSN.

La CCSN a élaboré divers mécanismes d'ordres technique et administratif qui ont été intégrés à son plan des mesures d'urgence. Ils comprennent des accords de coopération bilatérale avec d'autres instances 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 vingt-quatre heures sur vingt-quatre en cas d'incident réel ou éventuel mettant en cause des matières nucléaires ou le rayonnement.

Conformément à la politique nationale, et bien que la CCSN participe au PFUN, son plan des mesures d'urgence demeure un important document qui est constamment actualisé afin de s'assurer qu'il est bien aligné sur les nouveaux processus de gestion des urgences nucléaires mis de l'avant par les parties intéressées.

À l'été 2009, la CCSN et l'organisme Gestion des situations d'urgence Ontario ont révisé un protocole d'entente présentement en vigueur afin de refléter des changements récents apportés aux deux organismes. Ce protocole constitue toujours une entente importante entre eux afin de s'assurer d'une compréhension juste du rôle et des responsabilités de chacun avant, pendant et après une urgence radiologique ou nucléaire en Ontario et dans les cas possibles d'événement transfrontalier.

La CCSN poursuit présentement une approche similaire auprès des autorités de la province de Québec et de la province du Nouveau-Brunswick afin de s'assurer qu'une telle entente est conclue avec elles.

Annexe 17 (ii) a

Processus d'évaluation environnementale

Une évaluation environnementale (EE) est initiée suite à la réception d'une demande de permis, y compris d'un permis ou de modification d'un permis pour un projet de prolongement de la durée de vie d'une installation actuelle, soumise en vertu de la *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires* et elle est réalisée conformément aux exigences de la *Loi canadienne sur l'évaluation environnementale* (LCEE). Une EE sert à déterminer si un projet donné est susceptible de causer des dommages importants à l'environnement, si les principaux effets négatifs possibles ont été cernés et si ces effets ont été atténués autant que possible. En portant attention aux conséquences environnementales et aux moyens de les atténuer tôt dans le processus de planification d'un projet, les facteurs environnementaux entrent en ligne de compte au moment de prendre les décisions et il est alors possible d'éviter des délais et des coûts inutiles ou les réduire. La CCSN est tenue de réaliser une EE lorsque, pour un projet donné, elle étudie la possibilité de délivrer ou de modifier un permis en vertu des paragraphes 24(2), 37(2)(c) ou 37(2)(d) de la LSRN (tel que stipulé par le *Règlement sur la liste d'inclusion* pris en vertu de la LCEE).

Dans le cadre de la délivrance d'un permis pour une nouvelle centrale nucléaire ou pour un projet de prolongement de la durée de vie d'une centrale, c'est-à-dire avant que toute décision ne puisse être prise, une EE doit être effectuée et conclure qu'il est peu probable que le projet entraîne des effets négatifs importants sur l'environnement. Si l'EE n'arrive pas à cette conclusion, il est peu probable que le projet passe à l'étape de la délivrance d'un permis.

Conformément au *Règlement sur la liste d'étude approfondie* pris en vertu de la LCEE, toute proposition de construction d'une nouvelle centrale nucléaire ayant une puissance thermique supérieure à 25 MW doit faire l'objet d'une EE approfondie. La LCEE prévoit que dans les cas suivants, les projets devant faire l'objet d'une EE préalable ou détaillée pourraient, suite à la demande du tribunal de la Commission au ministre de l'Environnement ou suite à une décision indépendante du ministre, être renvoyés pour examen à un médiateur ou à une commission :

- après avoir tenu compte des mesures d'atténuation, le projet est toujours susceptible d'entraîner des effets négatifs importants sur l'environnement;
- on ne sait pas si le projet est susceptible d'entraîner des effets négatifs importants sur l'environnement, compte tenu de la mise en œuvre des mesures d'atténuation; ou
- les préoccupations du public le justifient.

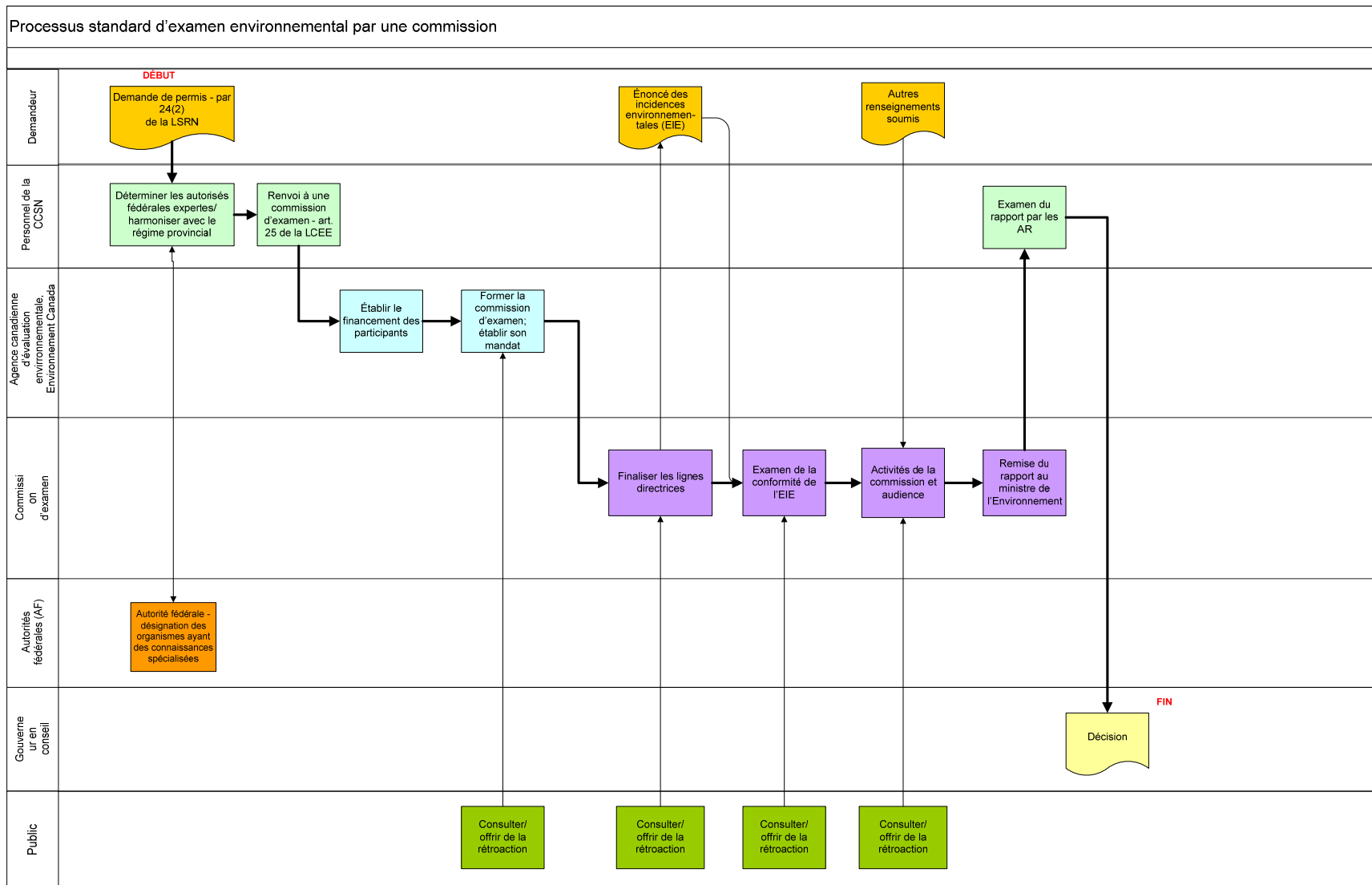
Jusqu'à maintenant, le ministre de l'Environnement, suite aux recommandations du tribunal de la Commission, a renvoyé les projets de nouvelles centrales nucléaires à une commission pour examen de l'EE.

Lorsqu'il y a lieu de renvoyer le projet d'une nouvelle centrale nucléaire à une commission d'examen de l'EE, la LCEE prévoit l'adoption de l'une de trois approches suivantes :

- étant nommée par le ministre de l'Environnement en consultation avec l'autorité responsable (le tribunal de la Commission);
- un autre arrangement par lequel le processus du tribunal de la Commission se substitue complètement à l'évaluation environnementale par une commission d'examen; ou

- un processus d'évaluation conjoint CCSN - Agence canadienne d'évaluation environnementale, grâce auquel la commission d'examen effectue l'EE (en vertu de la LCEE) et étudie une demande d'un permis de préparation de l'emplacement (en vertu de la LSRN). La commission d'examen est établie par le ministre de l'Environnement et le président de la CCSN, et elle comprend le tribunal de la Commission (représenté par un ou plusieurs membres) et des personnes venant de l'extérieur. Pour que ces personnes puissent remplir leurs responsabilités aux termes de la LSRN, le gouverneur en conseil les désigne membre temporaire du tribunal de la Commission. Lorsqu'approprié, un processus conjoint pourrait inclure la participation d'une autre autorité (par exemple, une province).

Le processus d'examen par une commission est illustré à la figure suivante.



Les modalités du déroulement de l'examen par une commission dépendent de l'approche retenue; elles intègrent, le cas échéant, les procédures décrites dans les directives ministérielles de 1997, intitulées *Procédures d'examen par une commission* disponibles à l'adresse http://www.ceaaacee.gc.ca/013/0001/0007/panelpro_f.htm.

Les documents importants ayant trait aux travaux d'une commission d'examen sont :

- le mandat de la commission d'examen, établi par le ministre de l'Environnement après consultation avec les autorités responsables et le public;
- les lignes directrices pour l'énoncé des incidences environnementales (EIE), élaborées pour le bénéfice du demandeur de permis par les ministères et organismes fédéraux ou par la commission d'examen, habituellement après consultation du public;
- l'énoncé des incidences environnementales, élaboré par le demandeur de permis, en réponse aux exigences énoncées dans les lignes directrices pour l'énoncé des incidences environnementales;
- le rapport de la commission d'examen, préparé par la commission après la tenue d'audiences publiques, soumis au ministre de l'Environnement et rendu public; et
- la réponse du gouvernement aux recommandations de la commission d'examen, préparée par l'autorité responsable, en consultation avec d'autres ministères fédéraux, et soumise pour approbation au gouverneur en conseil, avant d'être remise au demandeur de permis et rendue publique.

En vertu de la LCEE, les projets visant à prolonger la durée de vie des centrales nucléaires actuelles font l'objet du processus d'EE préalable. En janvier 2009, la CCSN a publié le document INFO-0774, *Processus d'examen environnemental préalable de la CCSN*, qui décrit la dernière version de ce processus. À titre d'autorité responsable, la CCSN définit l'ampleur de l'EE préalable. Les documents suivants sont produits pendant l'EE préalable : le document de la CCSN sur l'ampleur de l'EE, le rapport sur les analyses techniques effectuées dans le cadre de l'EE (préparé par le demandeur), et le rapport d'examen préalable (préparé par la CCSN).

Lorsqu'un projet fait l'objet d'une EE par plusieurs autorités (par ex., des examens préalables relevant de plusieurs instances, une commission d'examen conjointe avec une province), il peut être nécessaire d'harmoniser le processus fédéral d'évaluation environnementale avec les exigences provinciales dans ce domaine de façon à coordonner les activités d'évaluation environnementale, en autant que possible, et d'éviter le travail en double. De telles situations pouvant se présenter, le ministre fédéral de l'Environnement a conclu des accords de coopération avec d'autres instances canadiennes. Ces accords comportent des lignes directrices sur l'évaluation de tels projets, celles-ci couvrant, par exemple, des particularités des procédures et les rôles et les responsabilités de chaque autorité.

Annexe 17 (ii) c

Exemples d'activités de relations externes entreprises par des demandeurs d'un permis de préparation du site

Dans le cas de la demande concernant une nouvelle centrale nucléaire au site de Bruce, Bruce Power a mis en œuvre un programme détaillé de communication et de consultation, obéissant à un processus ouvert et transparent. Ce programme a été conçu de façon à procurer à la communauté, aux autres parties intéressées et aux peuples autochtones une occasion de se renseigner sur le projet et de participer au processus d'évaluation environnementale (EE).

Le programme de communication et de consultation a été élaboré conformément aux lignes directrices en matière d'EE, approuvées par la commission d'examen conjointe, qui définissent la portée et la profondeur de l'EE devant être effectuée. Le programme visait les objectifs suivants :

- déterminer quels sont les membres de la communauté, les parties intéressées et les peuples autochtones concernés et intéressés;
- diffuser des renseignements pertinents au sujet du projet et de l'EE;
- offrir aux membres de la communauté, aux autres parties intéressées et aux peuples autochtones des occasions d'exprimer leurs inquiétudes, soulever leurs questions et faire valoir leur opinion;
- encourager les participants à partager l'information le plus tôt possible;
- améliorer le processus d'EE et le projet en y incorporant le savoir traditionnel et celui de la communauté ainsi que les idées et les opinions du public;
- répondre aux questions et aux inquiétudes; et
- démontrer comment on a tenu compte de ces questions et inquiétudes dans le cadre du processus d'EE.

La municipalité hôte, cinq municipalités avoisinantes et la ville la plus près (Owen Sound) ont participé aux activités de consultation. De plus, on a consulté des membres de la communauté et d'autres intervenants, tels que des représentants élus et des parties intéressées qui avaient déjà manifesté un intérêt lors d'EE antérieures concernant Bruce Power ou dont le champ de compétence couvrait la zone visée, mais qui vivaient à l'extérieur de celle-ci.

Avant le début officiel de l'EE, Bruce Power a entamé le dialogue avec les deux communautés des Premières nations (Autochtones) dans la zone d'étude régionale, pour les informer du processus de planification concernant la possibilité de nouveaux réacteurs au site de Bruce Power et pour discuter de la participation au processus par les Premières nations locales.

La correspondance avec tous les paliers du gouvernement représentait un élément important du processus d'EE. Plusieurs réunions, ateliers de travail et autres activités de consultation ont eu lieu avec différents organismes gouvernementaux, y compris la CCSN, Environnement Canada, le ministère de l'Environnement de l'Ontario et le ministère fédéral des Pêches et des Océans.

Les différentes méthodes de consultation utilisées et activités de relations externes entreprises dans le cadre de l'EE concernant de nouvelles centrales nucléaires comprenaient des avis sous

forme de lettres ou de publicités, des bulletins d'information, des sessions de mise à jour pour les communautés, des séances portes ouvertes, des sessions d'information pour les parties intéressées, des dépôts de documents, un site Web, des services de consultation via courriel et une ligne téléphonique sans frais.

OPG a réalisé des activités de relations externes tout autant détaillées dans le cadre de sa demande de préparation d'un site pour le projet de nouvelles centrales nucléaires à Darlington. Elles avaient pour but de s'assurer que les opinions et les points de vue de la communauté, des citoyens, des groupes autochtones et du public étaient tenus en compte par l'EE effectuée pour ce projet. Plusieurs activités ont été réalisées dont :

- neuf envois directs par la poste à 95 000 résidences et entreprises de Clarington et Oshawa;
- on a fait contact avec plus de 6 500 citoyens en participant à 37 événements communautaires (fêtes foraines, salons professionnels, etc.) dans le cadre du processus d'EE relatif au projet d'une nouvelle centrale nucléaire à Darlington;
- plus de 1 800 personnes ont visité le centre de ressources communautaires (kiosque) qu'OPG a établi au centre commercial de Bowmanville dans le cadre de l'EE à l'égard de nouvelles centrales nucléaires;
- plus de 1 000 personnes ont participé aux 38 sessions d'information communautaire qui ont eu lieu dans la zone d'étude régionale;
- plus de 100 entrevues ont eu lieu avec des organismes communautaires de la région de Durham;
- des initiatives spéciales à l'intention des personnes résidant dans le voisinage du site nucléaire de Darlington, dont :
 - des entrevues et des sondages;
 - des réunions informelles chez 30 d'entre elles;
 - des sondages auprès de visiteurs à des fins récréatives, particulièrement les usagers du site de Darlington et du parc provincial de Darlington;
 - la mise sur pied du Comité de partage d'information au sujet de la planification de l'infrastructure pour Darlington, concernant d'autres projets prévus pour la région de South Claringdon;
- des mises à jour régulières (lettres ou séances d'information) à 13 conseils municipaux ou régionaux, à des comités communautaires (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 et groupes autochtones;
- la mise sur pied d'un groupe de travail sur les relations avec les Autochtones pour s'assurer que la mise en œuvre de la politique d'OPG à ce sujet progresse de façon continue; et
- des invitations à 11 communautés autochtones ainsi que conseils et organisations des Métis à participer à plusieurs tables rondes et visites du site.

Tout le matériel utilisé par OPG a également été affiché sur le site Web accessible au public.

Annexe 17 (iii) a

Exemples de mesures prises par les titulaires de permis pour réévaluer et tenir compte des facteurs liés au site

Bruce-A & B – Exemple concernant les changements climatiques

Les deux effets les plus probables des changements climatiques sur les centrales nucléaires sont une augmentation de la fréquence 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 Bruce-A et Bruce-B. La conception des installations a tenu compte des effets possibles de conditions météorologiques extrêmes et elles ont été construites pour résister aux effets de tels événements. Par conséquent, l'augmentation de la fréquence d'événements météorologiques violents, possiblement due aux changements climatiques, ne devrait pas avoir de conséquence sur les centrales nucléaires au cours de leur durée de vie utile.

Les changements climatiques pourraient 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. On n'entrevoit donc aucun impact négatif pour les centrales Bruce-A et Bruce-B au cours de leur durée de vie utile.

Les études menées par Bruce Power dans le cadre de l'évaluation environnementale (EE) pour le projet de nouvelles centrales ont permis d'examiner les effets possibles des changements climatiques sur les composantes valorisées de l'écosystème qui étaient en cause dans le cas du site proposé. Ces études ont tenu compte de tous les éléments de l'environnement, y compris la qualité de l'air et le niveau de bruit, les milieux aquatique et terrestre, les conditions hydrologiques et la qualité de l'eau. L'EE a conclu que certaines composantes valorisées de l'écosystème pourraient subir des changements au cours de la durée de vie du projet dus aux changements climatiques, mais aucun d'eux n'aurait un impact important sur les installations pendant la durée de vie utile de ces dernières.

Exemple concernant l'afflux et l'entraînement du poisson

En 2009, un filet a été installé autour des prises d'eau à Pickering pour servir de barrière et ainsi diminuer l'afflux et l'entraînement du poisson. Le filet est enlevé de mi-novembre à mi-avril à cause de la présence de glace, des conditions difficiles qui prévalent sur le lac en hiver et des conditions dangereuses auxquelles les plongeurs auraient à faire face pour effectuer l'entretien régulier du filet (environ trois fois par semaine). Il est prévu qu'au cours des années, malgré le fait que le filet sera enlevé pendant les mois d'hiver, l'efficacité globale de la barrière sera de 86 %. L'objectif visé par la CCSN est de diminuer l'afflux de 80 %. OPG évalue présentement l'efficacité de cette barrière et son impact sur l'importance de l'afflux du poisson et la quantité de poisson entraîné à Pickering à chaque année. Cette évaluation comporte un échantillonnage et

une évaluation représentatifs de l'afflux et de l'entraînement du poisson, avec et sans le filet en place, suivant le cycle des quatre saisons.

Le personnel de la CCSN et celui du ministère canadien des Pêches et des Océans ont accepté la méthode de quantification de l'afflux et de l'entraînement du poisson et ont donné leur accord à OPG pour la mise en œuvre du programme de surveillance du poisson, y compris l'installation d'équipement auditif de surveillance (sonar). Afin de résoudre la question de l'afflux et de l'entraînement du poisson, OPG étudie la possibilité de recourir à l'empoisonnement, d'améliorer l'habitat des milieux humides le long du rivage et de prendre d'autres mesures de protection lorsque la barrière n'est pas en place au cours des mois d'hiver.

Annexe 18 (i)

Prise en compte de la défense en profondeur dans les caractéristiques et principes de conception des centrales nucléaires CANDU actuelles

Des exemples importants de l'application d'éléments de la notion de défense en profondeur dans la conception des réacteurs CANDU présentement en exploitation au Canada sont décrits dans ce qui suit.

Prévention des accidents

La prévention des accidents constitue le principe premier, et le plus important, de la notion de défense en profondeur; c'est-à-dire, s'assurer que le risque d'une défaillance d'un système ou d'un composant de la centrale est faible. Pour ce faire, il convient de:

- faire usage de saines pratiques en génie lors du choix de l'emplacement, ainsi que lors de la conception, de la construction et de l'exploitation de la centrale nucléaire;
- faire usage de techniques éprouvées;
- faire en sorte que la conception, la construction et l'entretien de la centrale soient conformes aux codes et normes acceptés;
- veiller à ce que le personnel de la centrale possède la formation appropriée;
- faire usage de méthodes de contrôle et d'assurance de la qualité (AQ) à toutes les étapes de la conception, de la fabrication, de la construction et de l'exploitation;
- soumettre les composants et systèmes à des inspections et essais périodiques; et
- surveiller de près les incidents qui se produisent dans des installations similaires, afin de pouvoir prévenir les problèmes avant qu'ils ne surviennent.

Barrières contre les rejets de substances radioactives

Dans les centrales nucléaires CANDU, la majeure partie des substances radioactives se trouve dans les éléments du combustible. Les cinq barrières suivantes ont été interposées entre ces substances et le public :

1. combustible d'oxyde d'uranium : les produits de fission sont créés et retenus dans la matrice du combustible solide. En fonctionnement normal, plus de 99 % de ces produits résident dans le combustible et ne sont jamais libérés. Seulement une fraction de 1 % des produits de fission s'échappe de l'oxyde d'uranium pour ensuite être retenue dans la gaine de combustible.
2. gaine du combustible : la gaine retient la petite quantité de produits de fission volatils qui s'échappe de la matrice du combustible.
3. circuit caloporteur primaire (CCP) : le combustible réside dans le CCP. Un CCP intact retient les produits de fission même lorsque des fissures de la gaine de combustible se produisent et que des petites quantités de produits de fission qui se trouvent entre le combustible et la gaine sont libérées.
4. enceinte de confinement : la barrière suivante contre les rejets est l'enceinte de confinement qui contient les substances radioactives en cas de bris de la gaine de combustible et du CCP.

5. zone d'exclusion : la zone d'exclusion permet une dilution atmosphérique de toute émission de produits de fission s'échappant de la zone de confinement si toutes les barrières antérieures sont franchies.

La conception des centrales de type CANDU (pour de plus amples renseignements, voir les premier et deuxième rapports canadiens), prévoit deux systèmes d'arrêt d'urgence, un système de refroidissement d'urgence du cœur (SRUC) et un système de confinement regroupés en une seule catégorie, soit celle des « systèmes spéciaux de sûreté ». Les centrales nucléaires au Canada sont également dotées d'équipements de protection supplémentaires (distincts et indépendants des systèmes spéciaux de sûreté) qui permettent de maintenir la fréquence des accidents nécessitant le déclenchement des systèmes de sûreté à un niveau assez faible pour être acceptable. Le système de régulation du réacteur, avec ses fonctions de recul rapide de puissance et baisse contrôlée de puissance, compte parmi les exemples de tels équipements fonctionnels et de protection. Ces fonctions sont conçues de manière à compenser certaines pertes de régulation du réacteur, et à éviter ainsi qu'un déclenchement des systèmes d'arrêt d'urgence ne devienne nécessaire.

Redondance

La redondance est l'utilisation de deux ou plusieurs composants ou systèmes dont chacun est capable d'accomplir les fonctions nécessaires. La redondance des systèmes est obtenue en mettant en place des systèmes indépendants qui peuvent accomplir des fonctions équivalentes. L'application de la notion des « deux groupes » dans les centrales nucléaires de type CANDU signifie que les systèmes liés à la sûreté choisis sont divisés en deux groupes, chacun d'eux pouvant maintenir la centrale dans un état sûr et assurer les fonctions de sûreté essentielles en cas d'arrêt d'une centrale nucléaire.

Les systèmes des centrales nucléaires sont classés en deux grands groupes comme suit :

- **Les systèmes du groupe 1** : ces systèmes accomplissent des fonctions de sûreté visant à atténuer les effets d'un événement, et ils accomplissent aussi des fonctions de sûreté ou de production d'énergie dans le cours normal de l'exploitation de la centrale. Ce groupe comprend :
 - les systèmes de production d'électricité;
 - une série de systèmes spéciaux de sûreté; et
 - un ensemble de systèmes de sûreté auxiliaires.
- **Les systèmes du groupe 2** : les systèmes accomplissant une fonction de sûreté visant à atténuer les effets d'un événement, mais n'accomplissant aucune fonction dans le cours normal de l'exploitation de la centrale sont classés dans le groupe 2, en autant que possible. Les systèmes suivants appartiennent à ce groupe :
 - la seconde série de systèmes spéciaux de sûreté, et
 - un second ensemble de systèmes de sûreté auxiliaires.

En plus de la redondance des groupes de systèmes, la redondance des composants est un élément inhérent des systèmes spéciaux de sûreté qui leur permet de respecter le critère établi pour les défaillances simples. L'objectif d'indisponibilité pour les systèmes spéciaux de sûreté est fixé à 10^{-3} , ce qui, à toutes fins utiles, nécessite la redondance de tous les composants essentiels. La

disponibilité de ces systèmes est vérifiée pendant l'exploitation au moyen d'essais périodiques des composants des systèmes de sûreté.

La première étape du processus de définition des exigences de conception des systèmes de sûreté consiste à faire la liste des événements et combinaisons d'événements déclencheurs qui occasionnent les contraintes les plus fortes sur ces systèmes. Pour ce faire, il faut généralement faire appel à son bon jugement, aux résultats des analyses se rapportant à des centrales antérieures et des analyses choisies lors de la définition de la portée du projet. Les événements déclencheurs sont ensuite analysés en détail.

En outre, la conception des centrales nucléaires CANDU actuelles tient compte de la possibilité de défaillances doubles; c'est-à-dire un événement déclencheur de référence accompagné de l'indisponibilité d'un système spécial de sûreté. Cela signifie qu'une centrale est conçue, par exemple, de façon à pouvoir atténuer les effets d'une PERCA conjuguée à une perte du système RUC en se servant du système modérateur comme source froide de rechange pour le combustible.

Les systèmes fonctionnels font également appel à la redondance pour améliorer la disponibilité de la centrale aux fins de la production d'électricité. Cette redondance permet de réduire au minimum la fréquence des défaillances graves de système fonctionnel.

Diversification

On entend par diversification le recours à deux moyens différents, sur le plan physique ou fonctionnel, pour accomplir la même fonction. La diversification permet d'assurer une protection contre certains genres de défaillances dues à des causes communes; une erreur de conception ou d'entretien, par exemple.

La disponibilité de deux systèmes différents d'arrêt d'urgence du réacteur dans les centrales de type CANDU est un bon exemple de diversification. La notion de diversification des systèmes est également appliquée à la conception de systèmes indépendants de refroidissement d'urgence et d'alimentation électrique d'urgence conformément à la notion des deux groupes.

Séparation

La séparation des systèmes spéciaux de sûreté et des systèmes servant à la production d'électricité (systèmes fonctionnels) constitue un principe fondamental en matière de sûreté, qui est devenu une exigence réglementaire au Canada. Elle permet de s'assurer que les événements qui touchent une aire restreinte de la centrale et que les liens fonctionnels entre les systèmes ne compromettent pas la capacité de la centrale à remplir les fonctions de sûreté requises en cas d'accident.

On entend par séparation l'interposition de barrières ou la distanciation pour séparer les composants ou les systèmes qui accomplissent des fonctions de sûreté semblables. Par conséquent, si une défaillance ou un événement localisé se produit à l'intérieur ou à proximité d'un système ou d'un composant, il est peu probable que la défaillance ou l'événement se répercute sur l'autre système ou composant. La séparation offre une protection contre les

conséquences d'incidents dus à des causes communes ou inter-reliés; un incendie et un missile, par exemple.

La séparation physique et fonctionnelle des systèmes est prévue dans la notion des deux groupes distincts appliquée à la conception des centrales nucléaires CANDU. Les composants des systèmes spéciaux de sûreté qui accomplissent des fonctions similaires sont séparés le plus possible. Les composants redondants des systèmes sont séparés sur le plan physique suivant leur vulnérabilité aux risques communs. Dans le cas des systèmes liés à la sûreté, des exigences particulières s'appliquent aux câbles triples des instruments et aux câbles doubles d'alimentation et de commande. La désignation paire et impaire attribuée aux systèmes de distribution électrique sur le site est appliquée à l'équipement, aux chemins de câbles et aux boîtes de jonction afin d'assurer la séparation physique des systèmes de désignation paire et impaire. On obtient ainsi un maximum de fiabilité dans des conditions tant anormales que normales.

Atténuation des effets des accidents

La notion de défense en profondeur exige aussi que des dispositions soient prises et que des procédures soient disponibles pour atténuer les effets des accidents. De telles mesures doivent notamment permettre d'éviter les ruptures de la gaine du combustible en cas de défaillance grave d'un système fonctionnel et de contenir les rejets de substances radioactives dans les cas où des ruptures de gaine se produiraient. Pour atténuer ces conséquences, il faut :

- disposer de barrières multiples, suivant la description fournie à l'alinéa 18 (i);
- établir des mesures visant à protéger ces barrières contre les dommages causés par des accidents; et
- intégrer à la conception de la centrale des systèmes spéciaux de sûreté fiables et efficaces, capables de limiter les effets des accidents.

Les méthodes d'atténuation des effets des accidents font également intervenir les principes de la redondance et de la diversification, afin qu'il soit possible de maintenir diverses fonctions importantes de sûreté, comme l'alimentation électrique et l'évacuation de la chaleur, même après la défaillance de certains composants suite à un accident. Par exemple :

- les pompes auxiliaires d'alimentation des générateurs de vapeur, le système de refroidissement en temps d'arrêt et les systèmes d'eau d'alimentation d'urgence sont tous capables d'évacuer la chaleur produite par le réacteur;
- une salle de commande d'urgence, au cas où la salle de commande principale serait inutilisable pour une raison quelconque; et
- des sources d'alimentation électrique et en eau de service redondantes pour l'équipement essentiel.

Annexe 18 (ii)

Exemple d'une mesure de pointe prise dans les centrales CANDU – Recombineurs autocatalytiques passifs

La recherche portant sur les recombineurs autocatalytiques passifs ainsi que leur développement et leur mise en service constituent un exemple de l'application de mesures à la fine pointe de la technologie dans les 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 fermé au cours de la période de référence; pour plus de renseignements, voir l'appendice G.

L'EACL et ENNB ont entrepris un projet de développement et d'évaluation d'un prototype de recombineur autocatalytique passif. Suite aux premiers essais, le programme d'essai a été élargi pour exposer les plaques du recombineur à différentes conditions pouvant être retrouvées 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 recombineurs autocatalytiques passifs à toutes les centrales nucléaires au Canada. Outre les essais et vérifications expérimentaux des recombineurs, 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'enveloppe de confinement. De tels recombineurs sont présentement en voie d'être installés à d'autres centrales nucléaires canadiennes afin de résoudre la question de sûreté due 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 mise en service et de démarrage et pour en faire rapport.

Le personnel de la CCSN ne cherche pas à prendre part à 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 de la mise en service 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 assurance que :

- le programme sert effectivement à vérifier les éléments appropriés; et
- les critères d'acceptation utilisés servent effectivement à démontrer que l'équipement peut assurer les fonctions de sûreté prévues lors de la conception.

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 est ainsi en mesure de réaliser en tout temps des vérifications visant à 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 suite à des 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 sûreté).

Quand on ne peut effectuer un essai intégral, on procède à des essais partiels (par exemple, les essais de mise en service du système de refroidissement d'urgence du cœur). À cet égard, même si l'on a déjà procédé 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.

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; et
- les résultats de la mise en service sont acceptables.

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.

Les attestations d'achèvement de la mise en service peuvent contenir des listes de tâches qui n'ont pas encore été effectuées, comme la préparation de rapports de mise en service qui ne sont pas exigés avant que soit accordée l'approbation souhaitée, par exemple. L'utilité de telles listes tient au fait qu'elles peuvent servir plus tard à confirmer qu'on n'a pas oublié d'exécuter ces tâches.

Annexe 19 (iv)

Progrès réalisés concernant la mise en œuvre des 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, coordonné par le Groupe des propriétaires de CANDU (COG) et dont l'objectif est de formuler des lignes directrices pour la gestion des accidents graves (LDGAG) dans les centrales nucléaires CANDU, en se fondant sur les meilleures pratiques internationales. À cette époque-là, les procédures d'exploitation en cas d'urgence couvraient 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. Le projet sur la gestion des accidents graves vise à élargir, dans les cas où des dommages importants au cœur se sont produits ou sont sur le point de se produire, la portée de la gestion de tels accidents au-delà du cadre de ces procédures 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. L'objectif visé est de fournir au personnel de la salle de commande de meilleures lignes directrices 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 les 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 porté ce projet à l'attention des 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 relative à la gestion des accidents graves, également coordonnée par un groupe de travail du COG, verra à la mise en œuvre par les entreprises du secteur de l'énergie nucléaire des documents que le projet aura produits, adaptant les stratégies et guides relatifs aux LDGAG pour tenir compte des particularités de chacun des sites et de chacun 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 seront 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 au début de 2007, les exercices de validation à différentes centrales devant se poursuivre au cours de la prochaine période de référence.

La mise en œuvre des LDGAG dans les centrales nucléaires au Canada a atteint différentes étapes d'avancement aux différentes installations. Les paragraphes qui suivent donnent un sommaire des progrès réalisés à chacune d'elles.

Bruce Power

Dans la centrale de Bruce-B, le développement des LDGAG a commencé par l'élaboration d'un plan de mise en œuvre. 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 offrir la formation au personnel d'exploitation et le personnel d'intervention en cas d'urgence, un exercice de validation ayant été tenu en 2009. À Bruce-A, Bruce Power continue à mettre en œuvre les éléments clés du programme portant sur les LDGAG, avant le retour en service des tranches 1 et 2. Les éléments clés comprennent un guide de l'utilisateur, deux guides pour le personnel de la salle de commande, un schéma d'aide au diagnostic, un arbre d'état relatif aux situations graves (danger), 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 suite aux accidents graves. En soutien à ces éléments, le plan de mise en œuvre prévoit de préparer un nombre de procédures habilitantes et d'apporter des modifications mineures à la conception. À ce jour, le document décrivant le programme relatif aux LDGAG a été distribué et la formation des équipes d'exploitation et d'intervention en cas d'urgence ainsi qu'un exercice d'application des LDGAG ont eu lieu.

OPG

OPG a entrepris une approche en deux étapes pour la mise en œuvre des LDGAG. La première étape, concernant l'activation de l'organisme d'intervention en cas d'urgence, a retenu l'attention au cours de la présente période de référence. OPG a développé des lignes directrices spécifiques à chacune des centrales, y compris un guide de l'utilisateur, des guides pour la salle de commande, un schéma d'aide au diagnostic, un arbre d'état relatif aux situations graves (danger), 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 suite à des 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 à la centrale Darlington a été mené au centre corporatif des mesures d'urgence d'OPG afin de vérifier l'efficacité des stratégies élaborées et des documents connexes. Un exercice similaire spécifique à Pickering est prévu pour la prochaine période de référence. OPG prévoit terminer la première étape de la mise

en œuvre d'ici la fin de 2010 et 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, comprendra l'intégration des LDGAG aux procédures actuelles d'exploitation en cas d'urgence, l'élaboration d'autres instructions habilitantes, des tournées d'inspection en chantier et des modifications de la conception. La planification de la deuxième étape est présentement en cours à chacune des centrales d'OPG et la mise en œuvre commencera au cours de la prochaine période de référence.

Point Lepreau

Dans la centrale de Point Lepreau, la mise en œuvre d'éléments clés du programme relatif aux LDGAG progresse, incluant la mise à jour des procédures de préparation aux situations d'urgence et des procédures d'exploitation, la formation des équipes techniques et de gestion et la préparation de guides relatifs aux accidents graves, d'un arbre d'état relatif aux situations graves et de schémas d'aide au diagnostic. Il est prévu que la mise en œuvre du projet portant sur les LDGAG sera achevée au cours de la prochaine période de référence par l'intégration des LDGAG au programme de préparation aux situations d'urgence et la publication du rapport d'évaluation du premier exercice d'application des LDGAG.

Gentilly-2

Au cours de la période de référence, Hydro-Québec a poursuivi son étude des différentes options regardant l'adoption de LDGAG. Il est prévu, que dans le cadre du projet de réfection, la CCSN, établira des conditions pour l'application de LDGAG à Gentilly-2.

Les autorités de Gentilly-2 attendent une confirmation officielle de la décision au sujet de la réfection de la centrale avant d'en prendre une dans le cas des LDGAG. En prévision d'une décision positive, Hydro-Québec prévoit étudier des options possibles pour l'adoption de LDGAG. Les processus de renouvellement du permis et de réfection apporteront des éclaircissements additionnels à ce chapitre.

Annexe 19 (vii)

Programmes de collecte et d'analyse des données sur l'expérience d'exploitation

Des programmes ont été mis en place pour recueillir et analyser les données sur l'expérience d'exploitation (OPEX) des centrales, afin d'en tirer des conclusions et de prendre les mesures qui s'imposent. Des mécanismes permettent par ailleurs de partager les résultats les plus significatifs avec 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'expérience de l'exploitation

Les activités relatives à la collecte et 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 Groupe des propriétaires de CANDU (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 la plupart des permis d'exploitation de centrale nucléaire, prévoit des mesures qui visent à s'assurer que l'expérience d'exploitation 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 devront être mis à la disposition du personnel qui participe aux autres phases du cycle de vie de la centrale nucléaire. La CCSN effectue, en vertu de cette disposition, 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*, 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. La CCSN publie aussi par ailleurs des rapports d'inspection portant sur 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 de l'AIEA relatifs au système de notification des incidents (IRS) et à l'échelle internationale des événements nucléaires (INES). 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 « Repérage des problèmes et 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'expérience d'exploitation 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.

Afin de renforcer l'excellence du rendement en matière de sûreté, de fiabilité et de rentabilité des centrales nucléaires CANDU à travers le monde via le partage de l'expérience d'exploitation, le COG administre un programme d'échange de renseignements. Une réunion exploratoire, présidée par le COG, a lieu à chaque semaine par voie de téléconférence. Les participants à cette réunion 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 Gentilly-2, Point Lepreau, Cernavoda, Embalse et Wolsong, de l'EACL, de WANO et du COG. Le porte-parole de chaque site 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 de COG présente des rapports du secteur nucléaire choisis parmi ceux provenant de sources telles que WANO, l'AIEA et l'United States Nuclear Regulatory Commission. La rétroaction sur l'OPEX des réacteurs aux Indes et au Pakistan est obtenue par l'entremise de la participation de WANO au comité de sélection du COG sur l'OPEX et de rapports de l'AIEA sélectionnés par COG.

De façon systématique, EACL collige, enregistre, examine et distribue à des fins d'évaluation plus poussée les rapports du secteur nucléaire obtenus par l'entremise du COG. Les réunions régulières de l'équipe de rétroaction sur la réglementation, présidées par EACL, procurent aux propriétaires de réacteurs CANDU un autre moyen d'échanger entre eux sur des questions de sûreté et de réglementation. Ce processus de rétroaction vise à faire en sorte que l'expérience acquise pendant la conception, l'analyse, la construction, la mise en service et l'exploitation des réacteurs CANDU soit communiquée à tous les exploitants de tels réacteurs et que les questions émergentes soient prises en compte lors de la conception de nouveaux réacteurs CANDU. Les renseignements proviennent de différentes sources dont les projets de conception de nouveau réacteur de l'EACL, les centrales en service (au Canada et à l'étranger) et les activités internationales de réglementation et relatives à l'OPEX, dont celles de l'United States Nuclear Regulatory Commission, de l'AIEA, de l'Association des organismes de réglementation de l'Europe de l'ouest, etc. Entre autres, des représentants des équipes de projet d'EACL, des titulaires de permis de centrale nucléaire au Canada et du COG participent aux examens et réunions trimestriels. Les découvertes de nouvelles informations sont traitées de différentes façons, pouvant faire l'objet d'un avis de nature consultative ou d'un avis d'action émis aux entreprises du secteur nucléaire canadien par l'ingénieur en chef d'EACL.

Le personnel de la CCSN maintient une base de données informatisée permettant de faire la collecte, le tri, le stockage et la récupération des données d'exploitation. Elle contient des registres des rapports d'événement soumis par les titulaires de permis conformément à la norme d'application de la réglementation 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.