



Gouvernement
du Canada

Government
of Canada

Rapport national du Canada pour la Convention sur la sûreté nucléaire



Troisième rapport
Septembre 2004

Canada 

Rapport national du Canada pour la Convention sur la sûreté nucléaire — Troisième rapport

© Ministre des Travaux publics et Services gouvernementaux Canada 2004

Numéro de catalogue CC172-18/2004F

ISBN 0-662-77317-9

Publié par la Commission canadienne de sûreté nucléaire

Numéro de catalogue de la CCSN INFO-0750

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

C. P. 1046, Succursale B

Ottawa (Ontario) K1P 5S9

CANADA

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

Télécopieur : (613) 995-5086

Courriel : info@cnscccsn.gc.ca

Site Web : www.suretenucleaire.gc.ca

Rapport national du Canada pour la Convention sur la sûreté nucléaire

Troisième rapport

Septembre 2004

Le présent rapport montre comment le Canada a rempli ses obligations aux termes de la Convention sur la sûreté nucléaire. Il suit de près les lignes directrices en matière de forme et de structure établies par les parties contractantes en vertu de l'article 22 de la Convention.

Ce rapport est produit par la Commission canadienne de sûreté nucléaire au nom du gouvernement du Canada. Des représentants des organismes suivants ont participé à la préparation du rapport : Ontario Power Generation, Bruce Power, Société d'énergie du Nouveau-Brunswick, Hydro-Québec, Santé Canada, Ressources naturelles Canada, Affaires étrangères Canada, Énergie atomique du Canada limitée (représentant aussi le Groupe des propriétaires de CANDU), l'Association nucléaire canadienne et les organismes d'intervention d'urgence des provinces de l'Ontario, du Québec et du Nouveau-Brunswick.

Blanc intentionnel

Troisième rapport national du Canada sur la sûreté nucléaire

Conformément à l'article 5 de la Convention sur la sûreté nucléaire

SOMMAIRE

Ce troisième rapport montre comment le Canada continue de s'acquitter de ses obligations aux termes de la Convention sur la sûreté nucléaire en faisant rapport de ses activités de surveillance systématique du contenu et de la mise en œuvre des programmes de sûreté. Le présent rapport porte entre autres sur les points particuliers soulevés à la deuxième réunion d'examen touchant des sujets qui sont propres au Canada ou qui intéressent d'autres pays. Il fait le point sur les progrès, les améliorations et les initiatives qui caractérisent la période de référence, qui va d'avril 2001 à mars 2004.

Les principaux thèmes traités dans ces pages comprennent :

- les améliorations apportées au régime réglementaire de la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN);
- poursuite, chez deux titulaires de permis, des programmes intégrés d'amélioration (PIA) dans le cadre des programmes de projets opérationnels courants des centrales nucléaires qu'ils exploitent;
- la remise en service de trois réacteurs nucléaires;
- l'application par la CCSN d'un système d'évaluation du contenu et de la mise en œuvre des programmes de sûreté de l'industrie;
- la prolongation des périodes d'autorisation des centrales nucléaires du Canada à plus de deux ans;
- les progrès accomplis sur de nombreuses questions générales ou spécifiques de sûreté.

Les principaux points traités dans le présent rapport concernent l'amélioration du rendement des réacteurs nucléaires en matière de sûreté par les titulaires de permis, la résolution de plusieurs points à régler génériques (aussi appelés dossiers génériques), l'effet qu'a eu sur les centrales nucléaires la panne d'électricité du 14 août 2003 en Ontario et dans le nord-est des États-Unis, les changements apportés à l'infrastructure de préparation aux situations d'urgence et les efforts déployés pour maintenir les compétences.

Le rapport porte enfin sur plusieurs initiatives telles le recours à une démarche de planification et d'affectation des ressources axée sur la connaissance du risque, le maintien de marges de sûreté pour certains types d'accidents, les futurs critères de délivrance de permis, le transfert aux titulaires de permis de la responsabilité des tests imposés à leur personnel clé, le projet des paramètres d'exploitation sûre et la préparation des critères de délivrance de permis pour d'éventuels nouveaux réacteurs.

Ce troisième rapport du Canada résulte des efforts d'une équipe centrale formée de plus de vingt représentants de la CCSN, de ministères fédéraux et provinciaux ainsi que de l'industrie nucléaire du Canada.

Le texte intégral des premier, deuxième et troisième rapports du Canada sur la sûreté nucléaire de même que les documents connexes et cités se trouvent sur le site Web de la CCSN (www.suretenucleaire.gc.ca) et sur le site de l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA) (http://www-ns.iaea.org/nusafe/s_conv/s_conv.htm).

Blanc intentionnel

Table des matières

SOMMAIRE.....	i
Liste d'acronymes, d'abréviations et d'expressions particulières.....	vii
1. INTRODUCTION.....	1
1.0 Généralités	1
1.1 Politique nationale en matière de sûreté	2
1.2 Centrales nucléaires au Canada	2
1.3 Principaux thèmes du présent rapport.....	2
1.4 Principales questions de sûreté abordées dans le présent rapport.....	3
1.5 Difficultés et initiatives	3
2. SUIVI DE LA 2^e RÉUNION D'EXAMEN	5
2.0 Généralités	5
2.1 Évolution de la structure de l'industrie et déréglementation	5
2.1.1 Nouvel exploitant des centrales nucléaires Bruce-A et Bruce-B.....	5
2.1.2 La Loi sur l'électricité du Nouveau-Brunswick	5
2.1.3 Le point sur la déréglementation en Ontario	5
2.2 Programme intégré d'amélioration	6
2.3 Réévaluation sismique : Préparation aux séismes – Redémarrage de Pickering-A.....	6
2.4 Maintenance des compétences et de l'infrastructure	7
2.4.0 Généralités	7
2.4.1 Maintien et perfectionnement des compétences canadiennes en nucléaire	7
2.4.2 Stratégie de maintien de l'effectif à la CCSN	8
2.4.3 Programme de stages à la CCSN.....	8
2.4.4 Maintien de la capacité dans les centrales nucléaires.....	9
2.5 Études probabilistes de sûreté.....	9
2.6 Gestion du vieillissement et de la durée de vie des installations	9
2.7 Appui aux programmes de R-D.....	10
2.7.1 Groupe d'examen de la recherche	10
2.7.2 Programme de R-D du GPC.....	10
2.7.3 Programme de R-D d'EACL.....	10
2.7.4 Programme de recherche et de soutien de la CCSN	11
2.7.5 Initiatives internationales	11
3. RESPECT DE LA CONVENTION.....	13
A. Généralités.....	13
Article 6 – Centrales nucléaires existantes	13
3.6.0 Généralités	13
3.6.1 Philosophie et approche du Canada eu égard à la sûreté dans les centrales nucléaires	13
3.6.2 Liste des réacteurs nucléaires existants au Canada	13
3.6.3 Leçons tirées de l'expérience d'exploitation nationale et internationale.....	13
3.6.4 Mesures correctives et actions visant le maintien de la sûreté et la modernisation des centrales nucléaires	14
3.6.5 Position du Canada sur la poursuite de l'exploitation des centrales nucléaires.....	14

B. Législation et réglementation	15
Article 7 – Régime législatif et réglementaire	15
3.7.1 Régime législatif	15
3.7.1.0 Généralités.....	15
3.7.1.1 LSRN : modification	15
3.7.2 Régime réglementaire	15
3.7.2.0 Généralités.....	15
3.7.2.1 Amélioration du régime réglementaire de la CCSN.....	15
3.7.2.2 Délivrance des permis	16
3.7.2.3 Conformité	18
3.7.2.4 Production de documents d’application de la réglementation	20
Article 8 – L’organisme de réglementation	23
3.8.0 Généralités	23
3.8.1 Position de la CCSN au sein du gouvernement.....	23
3.8.2 Planification des activités de réglementation	23
3.8.3 Maintien d’un personnel compétent.....	23
Article 9 – Responsabilités des titulaires de permis	25
3.9.1 Principales responsabilités des titulaires de permis et de la CCSN en matière d’amélioration de la sûreté	25
3.9.2 Mécanismes utilisés pour maximiser le respect des responsabilités relatives à la sûreté	25
C. Considérations générales de sûreté	27
Article 10 – Priorité à la sûreté	27
3.10.1 Principes mettant en évidence le caractère prioritaire de la sûreté.....	27
3.10.2 Élaboration de la Méthode d’examen de l’organisation et de la gestion	27
3.10.3 Amélioration de la culture de sûreté opérationnelle.....	28
Article 11 – Ressources financières et humaines	29
3.11.1 Ressources humaines du titulaire de permis pour soutenir la centrale nucléaire pendant toute sa vie utile	29
3.11.2 Financement des améliorations apportées à la sûreté des centrales nucléaires pendant leur vie utile.....	29
3.11.3 Ressources financières pour le déclassement des centrales et la gestion des déchets radioactifs.....	29
3.11.4 Incidence de la déréglementation du marché de l’électricité.....	30
3.11.5 Qualification, formation et recyclage du personnel des centrales nucléaires	30
3.11.6 Garanties financières opérationnelles.....	30
3.11.7 Maintien de la capacité.....	30
Article 12 – Facteurs humains	31
3.12.1 Méthodes utilisées pour prévenir, déceler et corriger les erreurs humaines.....	31
3.12.2 Gestion et organisation.....	31
3.12.3 Rôle de l’organisme de réglementation et de l’exploitant eu égard au rendement humain	31
Article 13 – Assurance de la qualité	33
3.13.1 Politiques d’assurance de la qualité.....	33
3.13.2 Application des programmes d’AQ au cycle de vie.....	33
3.13.3 Mise en œuvre et évaluation des programmes d’AQ	33
Article 14 – Évaluation et vérification de la sûreté	35
3.14.0 Généralités	35
3.14.1 Surveillance et évaluation périodique de la sûreté des centrales nucléaires au Canada	35
3.14.1.1 Processus de délivrance de permis et de conformité appliqués à la surveillance et à l’évaluation périodique de la sûreté.....	35
3.14.1.2 Bilans périodiques de sûreté de l’AIEA	35
3.14.1.3 Redémarrage de Pickering-A	37
3.14.1.4 Redémarrage de Bruce-A	37
3.14.1.5 Remise à neuf de Gentilly-2	38
3.14.1.6 Remise à neuf de Point Lepreau	38

3.14.2 Études probabilistes de la sûreté	38
3.14.3 Modifications de conception	38
3.14.4 Contrôle et approbation des changements	39
3.14.5 Points à régler génériques	39
3.14.6 Vieillesse – Gestion de la vie utile des centrales – L'exemple de Point Lepreau	39
3.14.7 Changements résultant de la surveillance et de l'évaluation de la sûreté dans les centrales nucléaires ..	40
3.14.8 Sommaire des fiches de rendement de la CCSN sur les programmes et le rendement des centrales nucléaires	40
Article 15 – Radioprotection.....	41
3.15.0 Généralités	41
3.15.1 Limites de dose	41
3.15.2 Application du principe ALARA	41
3.15.3 Activités de réglementation et radioprotection.....	42
3.15.4 Surveillance radiologique de l'environnement.....	42
3.15.5 Rejet de substances radioactives	42
3.15.6 Activités de réglementation et rejets de substances radioactives	42
Article 16 – Préparation aux situations d'urgence	43
3.16.0 Généralités	43
3.16.1 Nouveau ministère fédéral – Sécurité publique et Protection civile Canada.....	43
3.16.2 Préparation aux urgences et intervention en cas d'urgence nationale	43
3.16.3 Mise à jour des plans provinciaux d'urgence nucléaire	44
3.16.3.1 Ontario.....	44
3.16.3.2 Québec.....	44
3.16.3.3 Nouveau-Brunswick.....	45
3.16.4 Formation et exercices	45
3.16.4.1 Ateliers de gestion des urgences nucléaires.....	45
3.16.4.2 Exercices	46
3.16.5 Intervention en cas d'urgence – Perte d'alimentation en électricité (panne) du 14 août 2003	47
D. Sûreté des installations	49
Article 17 – Choix de l'emplacement	49
3.17.1 Exigences réglementaires, processus de délivrance de permis et mesures de mise en œuvre relativement au choix de l'emplacement.....	49
Article 18 – Conception et construction.....	51
3.18.1 Lois, règlements et exigences concernant la conception et la construction des centrales nucléaires	51
Article 19 – Exploitation	53
3.19.1 Lois, règlements et exigences régissant l'exploitation des centrales nucléaires au Canada	53
3.19.2 Autorisation initiale pour l'exploitation d'une centrale nucléaire	53
3.19.3 Limites et conditions d'exploitation.....	53
3.19.4 Maintenance, inspection et mise à l'essai des centrales nucléaires	53
3.19.5 Intervention en cas d'incidents ou d'accidents d'exploitation	53
3.19.5.0 Généralités.....	53
3.19.5.1 Perte de l'alimentation en électricité (panne) du 14 août 2003	53
3.19.6 Soutien en génie et en technique	55
3.19.7 Rapports sur les incidents importants du point de vue de la sûreté	55
3.19.8 Programmes de collecte et d'analyse des données sur l'expérience d'exploitation	56
3.19.9 Production minimale de déchets radioactifs.....	56
4. MESURES PRÉVUES POUR AMÉLIORER LA SÛRETÉ.....	57
4.0 Généralités	57
4.1 Décisions et affectation des ressources fondées sur l'évaluation du risque à la CCSN.....	57
4.2 Initiative visant à restaurer les marges pour les accidents graves de perte de réfrigérant primaire ..	58
4.2.1 Demandes de la CCSN et réponses des titulaires de permis	58

4.2.2 Analyse de la meilleure estimation et des incertitudes.....	58
4.2.3 Combustible à faible coefficient de vide.....	58
4.3 Gestion des accidents graves	59
4.4 Futures exigences relatives à la délivrance de permis	59
4.5 Transfert aux titulaires de permis des examens d'accréditation de leur personnel.....	59
4.6 Projet des paramètres d'exploitation sûre.....	60
4.7 Critères de délivrance de permis concernant les nouveaux réacteurs.....	60
ANNEXES	61
Annexe 1.1 : Liste des sites Web pertinents	63
Annexe 3.6.1 : Liste et état des réacteurs nucléaires au Canada	65
Annexe 3.6.2 : Exemples d'enseignements et de mesures correctives résultant des événements et de l'expérience d'exploitation sur les scènes nationale et internationale	67
Annexe 3.14.1 : Alignement des activités de redémarrage et de remise à neuf de certaines centrales nucléaires canadiennes sur les exigences générales de délivrance de permis du Canada et les facteurs de sûreté des bilans de sûreté périodiques de l'AIEA	69
Annexe 3.14.2 : Points à régler génériques	79
Annexe 3.14.3 : Sommaire des changements résultant de la surveillance et de l'évaluation de la sûreté	85
Annexe 3.14.4 : Sommaire des fiches de rendement de la CCSN concernant les programmes et le rendement des centrales nucléaires.....	89
Annexe 3.15.1 : Doses reçues par le personnel des centrales nucléaires du Canada.....	99
Annexe 3.15.2 : Rejets radiologiques des centrales nucléaires du Canada	101

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

AEN	Agence de l'OCDE pour l'énergie nucléaire
AIEA	Agence internationale de l'énergie atomique
ALARA	Niveau le plus faible qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre, en tenant compte des facteurs sociaux et économiques (il s'agit de l'acronyme anglais)
APRP	Accident de perte de réfrigérant primaire
Application	Toutes les activités de conformité visant à obliger un titulaire de permis délinquant à respecter les exigences réglementaires. Ces activités comprennent : enquêtes légales, enquêtes sur certains événements, exécution d'ordonnances, d'ordres et d'avis d'action, et activités de suivi relatives à l'exécution des mesures requises par suite des occurrences de non-respect constatées au terme d'une activité de vérification de la conformité.
AQ	Assurance de la qualité
ASF	Approche systématique à la formation
BPS	Bilan périodique de la sûreté
Bruce Power	Bruce Power Inc.
CANDU	Réacteur canadien à deutérium-uranium
CCSN	Commission canadienne de sûreté nucléaire
CEN N.-B.	Corporation d'énergie nucléaire du Nouveau-Brunswick
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.
Commission	Le volet tribunal de la CCSN
Conformité	Programme de la CCSN en trois volets : promotion, vérification et application
Convention	Convention sur la sûreté nucléaire
CSA	Association canadienne de normalisation
EACL	Énergie atomique du Canada limitée
EAG	État d'arrêt garanti
EPRI	Electric Power Research Institute (américain)
EPS	Étude probabiliste de la sûreté
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. Comprend : rapports techniques trimestriels, rapports annuels de conformité, rapports spéciaux et documents liés à la conception, à l'analyse de la sûreté, aux programmes et aux procédures.
FICC	Fissuration intergranulaire par corrosion sous contrainte
G8	Groupe de huit nations (Canada, États-Unis d'Amérique, France, Royaume-Uni, Allemagne, Italie, Japon et Russie, et représentants de l'Union européenne)
GPC	Groupe des propriétaires de réacteurs CANDU
GSUO	Gestion des situations d'urgence de l'Ontario
HQ	Hydro-Québec
INES	Échelle internationale des événements nucléaires (acronyme 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 du Type I	Activités de vérification relatives aux vérifications et évaluations sur place des programmes, procédés et pratiques des titulaires de permis

Inspection du Type II	Activités de vérification relatives aux contrôles et rondes périodiques (élément par élément)
LOD	Limites opérationnelles dérivées
LSRN	<i>Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires</i>
mSv	Millisieverts
OMU N.-B.	Organisation des mesures d'urgence du Nouveau-Brunswick
OPG	Ontario Power Generation Inc.
OSART	Operational Safety Review Team
OSCQ	Organisation de sécurité civile du Québec
Période de référence	Avril 2001 à mars 2004
PES	Paramètres d'exploitation sûre
PFUN	Plan fédéral en cas d'urgence nucléaire
PIA	Programme intégré d'amélioration
PMUNE-G2	Plan des mesures d'urgence nucléaire externe à la centrale Gentilly-2
PPE	Politiques et principes d'exploitation
PRG	Point à régler générique
PROL	Permis d'exploitation de réacteur nucléaire (acronyme anglais)
Promotion	Toutes les activités visant à favoriser la conformité des installations autorisées avec la réglementation. Elles consistent à répondre aux demandes d'information, à participer à des séminaires et à des ateliers ainsi qu'à expliquer la réglementation ou la position de la CCSN à cet égard.
PRUC	Perte de refroidissement d'urgence du cœur
QE	Qualification environnementale
R-D	Recherche-développement
RNCan	Ressources naturelles Canada
RUC	Refroidissement d'urgence du cœur
S-99	Norme de la CCSN concernant les rapports que doivent soumettre les exploitants de centrales nucléaires
SC	Santé Canada
SPPCC	Sécurité publique et Protection civile Canada
SRUC	Système de refroidissement d'urgence du cœur
SSC	Systèmes, structures et composantes
Transition	Processus de transfert et d'intégration des programmes, procédés et procédures aux opérations en cours et rationalisation subséquente d'une manière qui assure à la fois la continuité des activités visées et leur suivi après exécution
USNRC	United States Nuclear Regulatory Commission
Vérification	Éléments du programme de conformité comprenant les inspections des Types I et II, les examens documentaires et l'examen des événements. Il s'agit de toutes les activités consistant à déterminer si le rendement d'un titulaire de permis satisfait aux exigences et aux attentes et à documenter le tout.
WANO	Association mondiale des exploitants de centrales nucléaires

1. INTRODUCTION

1.0 Généralités

Le Canada a été l'un des premiers signataires de la Convention sur la sûreté nucléaire (« la Convention ») entrée en vigueur le 24 octobre 1996. Il est d'ailleurs l'un de ses promoteurs et l'un des plus ardents défenseurs de ses objectifs. À ce titre, il s'efforce de s'acquitter des obligations que lui fait la Convention comme le démontrent les deux premiers rapports présentés à l'occasion des deux premières réunions d'examen, tenues en avril 1999 et 2002 respectivement.

Le deuxième rapport décrivait en 268 pages la mise en œuvre des articles 6 à 19 de la Convention au moyen d'une description détaillée du régime canadien de réglementation et d'information sur l'industrie de l'énergie nucléaire. Les principaux thèmes étaient alors l'entrée en vigueur, en mai 2000, de la *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires* (LSRN) et de ses règlements d'application, qui ont modifié le régime législatif et réglementaire de l'industrie nucléaire au Canada. La LSRN créait la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) et en faisait l'organisme de réglementation du Canada. Le rapport comportait en outre de l'information détaillée sur les progrès accomplis par les titulaires de permis à l'égard de leurs programmes d'amélioration du rendement, leurs préparatifs de remise en service de quelques réacteurs, l'incidence de la privatisation sur l'industrie nucléaire et les indicateurs de rendement élaborés par la CCSN. L'une des deux grandes questions de sûreté abordées alors était les difficultés qu'éprouvent les titulaires de permis à élaborer et mettre en œuvre leurs programmes d'amélioration du rendement, ce qui se fait plus lentement que prévu à certains égards, alors que les attentes sont dépassées pour d'autres points. L'autre question était le nombre de points de sûreté non résolus, à tel point que la CCSN a imposé des limites à la puissance de sortie de certains réacteurs.

Conformément à l'article 5 de la Convention, ce troisième rapport montre comment le Canada a satisfait aux obligations que lui font les articles 6 à 19 au cours de la période de référence, qui va d'avril 2001 à mars 2004. Suivant les recommandations faites au cours de la deuxième réunion d'examen, ce troisième rapport est axé sur les changements apportés depuis la publication du deuxième rapport. Pour des raisons de cohérence, la structure est en grande partie identique à celle des deux rapports précédents, ce qui permet de suivre l'évolution des points traités. À cela deux exceptions : l'inclusion d'un sommaire et d'un chapitre distinct (chapitre 2) qui traite exclusivement des points soulevés au cours de la dernière réunion d'examen.

Le chapitre 2 assure donc le suivi de questions soulevées par d'autres pays à la deuxième réunion d'examen. Le chapitre 3 donne de l'information détaillée sur la façon dont le Canada a assumé pendant la période de référence les obligations que lui font les articles 6 à 19 de la Convention. Le chapitre 4 décrit les difficultés et nouvelles initiatives apparues depuis trois ans. Les annexes contiennent des renseignements complémentaires, sous forme de tableaux, de graphiques et de textes.

La version intégrale des premier et deuxième rapports du Canada et des documents connexes se trouvent sur le site Web de la CCSN et sur celui de l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA). L'annexe 1.1 fournit d'ailleurs une liste des sites Web pertinents de différentes organisations. Ce troisième rapport sera affiché sur le site Web de la CCSN au début de 2005.

1.1 Politique nationale en matière de sûreté

La législation canadienne en matière de sûreté nucléaire est contenue dans la LSRN et ses règlements d'application. Les deux principaux points abordés sont :

- protection de la santé, la sûreté, la sécurité et l'environnement;
- non-prolifération et garanties.

Le premier thème (protection de la santé, la sûreté, la sécurité et l'environnement) a pour objet de limiter à un degré raisonnable les risques qui menacent la sécurité nationale, la santé et la sécurité des personnes et l'environnement étant donné le développement, la production et l'utilisation de l'énergie nucléaire ainsi que la production, la possession et l'utilisation de substances nucléaires ainsi que de sources et de renseignements réglementés.

Le second thème (non-prolifération et garanties) concerne la mise en œuvre des mesures auxquelles le Canada souscrit en matière de contrôle international du développement, de la production et de l'utilisation de l'énergie nucléaire, y compris la non-prolifération des armes et des dispositifs nucléaires explosifs, ainsi que l'appui aux efforts déployés à l'échelle internationale pour élaborer, maintenir et renforcer les régimes de non-prolifération et de garanties.

D'autres organisations fédérales appuient la CCSN dans la mise en œuvre de la politique nationale de sûreté nucléaire. Il s'agit entre autres de Ressources naturelles Canada, d'Affaires étrangères Canada, de Santé Canada et de son Bureau de la radioprotection, d'Environnement Canada et de Pêches et Océans Canada. La mise en œuvre de la politique nationale relève des exploitants de centrales nucléaires (appelés « titulaires de permis » au Canada), d'Énergie atomique du Canada ltée (EACL) ainsi que d'organisations provinciales et municipales. Tous fonctionnent de manière intégrée, orientés par le cadre législatif et réglementaire.

Le Canada est membre actif de l'Association internationale des responsables des autorités de sûreté nucléaire (International Nuclear Regulators Association), de l'Agence de l'Organisation de coopération et de développement économiques pour l'énergie nucléaire (AEN) et du Groupe du G8 sur la sûreté et la sécurité nucléaires. Ces groupes donnent au Canada la possibilité de coordonner ses activités à l'échelle internationale, d'influer sur la sûreté nucléaire, d'améliorer cette dernière dans une perspective de réglementation et de partager information et expérience avec d'autres organismes de réglementation. Enfin, le Canada est partie à deux autres conventions multilatérales sur la sûreté nucléaire, les déchets nucléaires et la protection matérielle des matières nucléaires. Le tout fait en sorte que le pays se conforme au code de conduite international.

1.2 Centrales nucléaires au Canada

Il y a vingt-deux réacteurs nucléaires au Canada (voir l'annexe 3.6.1), exploités par quatre titulaires (voir l'article 6) d'un permis délivré par l'organisme fédéral de réglementation nucléaire (articles 7 et 8). Au cours de la période de référence, deux réacteurs sont restés vides de carburant, trois étaient en état d'arrêt garanti et trois ont été remis en service (articles 6 et 14, et annexes 3.6.1 et 3.14.1). Par conséquent, le nombre de réacteurs en service et reliés au réseau a augmenté de 14 à 17.

1.3 Principaux thèmes du présent rapport

Le présent rapport porte principalement sur six thèmes :

- 1) Améliorations spécifiques au régime réglementaire de la CCSN (section 3.7.2.1).
- 2) Adoption et mise en œuvre des programmes intégrés d'amélioration (PIA) dans le cadre des programmes de projets opérationnels courants des centrales nucléaires (section 2.2).
- 3) Remise en service de trois réacteurs nucléaires : un à la centrale de Pickering et deux à la centrale de Bruce (sections 3.14.1.3 et 3.14.1.4).

- 4) Application par la CCSN d'un système d'évaluation du contenu et de la mise en oeuvre des programmes de sûreté de l'industrie (sections 3.7.2.3.2 et 3.14.8).
- 5) Prolongation des périodes d'autorisation des centrales nucléaires du Canada à plus de deux ans (section 3.7.2.2.3).
- 6) Progrès accomplis sur de nombreuses questions générales et spécifiques de sûreté (sections 3.14.5 et 3.14.7).

1.4 Principales questions de sûreté abordées dans le présent rapport

Le présent rapport porte essentiellement sur cinq grandes questions de sûreté :

- 1) Amélioration du rendement des réacteurs en matière de sûreté par les titulaires de permis : les examens de rendement systématiques en regard des exigences réglementaires de la CCSN et des lignes directrices de l'AIEA ont incité les titulaires de permis à mettre en œuvre, accélérer ou mener à bien plusieurs programmes d'amélioration du rendement. L'industrie a amélioré son rendement en matière de sûreté en regard de plusieurs des critères d'évaluation de la CCSN (sections 3.14.0 à 3.14.8).
- 2) Résolution d'un certain nombre de points à régler génériques : certaines questions de sûreté spécifiques ont été résolues, de sorte que la CCSN a levé les limites imposées auparavant à la puissance de sortie d'un certain nombre de réacteurs (section 3.14.5).
- 3) Perte du réseau de distribution d'électricité survenue le 14 août 2003 en Ontario et dans le nord-est des États-Unis : la panne n'a eu qu'un effet limité sur l'industrie nucléaire canadienne (sections 3.16.5 et 3.19.5.1).
- 4) Le point sur la préparation aux situations d'urgence (sections 3.16.0 à 3.16.5).
- 5) Maintien des compétences et de l'infrastructure (section 2.4).

À la deuxième réunion d'examen, en avril 2002, la sécurité des installations nucléaires en cas d'attaques terroristes était évidemment au centre des préoccupations étant donné les événements du 11 septembre 2001. Le Canada a bien réagi à cette menace et à d'autres menaces émergentes conformément aux normes internationales. Soulignant que la sécurité et la protection matérielle ne relèvent pas de la Convention et que la sensibilité de l'information sur cette question empêche toute discussion productive à cette tribune, les participants ont décidé de ne pas porter ce point à l'ordre du jour. Les pays membres ont été encouragés à aborder la question à d'autres tribunes internationales plus appropriées et à l'occasion de consultations bilatérales. Le point n'est donc pas abordé dans le présent rapport.

1.5 Difficultés et initiatives

Plusieurs initiatives ont été lancées au cours de la période de référence. Le chapitre 4 porte sur les suivantes ainsi que sur les difficultés connexes :

1. Planification et affectation des ressources en fonction des risques à la CCSN (section 4.1).
2. Restauration des marges de sûreté en cas de grave accident de perte de réfrigérant primaire (section 4.2).
3. Programmes de gestion des accidents graves (section 4.3).
4. Futurs critères de délivrance de permis (section 4.4).
5. Transfert de la responsabilité des tests vérifiant la compétence du personnel qualifié aux titulaires de permis (section 4.5).
6. Projet de paramètres d'exploitation sûre (section 4.6).
7. Critères d'autorisation de nouveaux réacteurs (section 4.7).

Blanc intentionnel

2. SUIVI DE LA 2^e RÉUNION D'EXAMEN

2.0 Généralités

À la 2^e réunion d'examen, tenue en 2002, plusieurs pays ont soulevé des questions et fait des recommandations au Canada concernant certains points abordés dans les paragraphes qui suivent.

2.1 Évolution de la structure de l'industrie et déréglementation

2.1.1 Nouvel exploitant des centrales nucléaires Bruce-A et Bruce-B

Actuellement, Bruce Power Inc. (Bruce Power) est le seul exploitant privé d'une centrale nucléaire au Canada. L'entreprise est locataire de huit réacteurs du site de Bruce appartenant à Ontario Power Generation Inc. (OPG). Six de ces huit réacteurs sont en service. Les deux autres sont vides de combustible mais on envisage leur remise en service.

En mai 2001, des permis ont été délivrés à Bruce Power pour les centrales nucléaires Bruce-A et Bruce-B. Ces permis sont assortis de conditions obligeant l'entreprise à se doter de garanties financières opérationnelles pendant la période d'autorisation, à soumettre à la CCSN des rapports trimestriels sur l'état de ces garanties financières et à faire état de tout changement apporté éventuellement au bail de location (voir également la section 3.11.6).

En 2003, Bruce Power a demandé un permis d'exploitation de cinq ans pour les centrales Bruce-A et Bruce-B. La Commission (soit le tribunal de la CCSN) a alors prolongé la durée des permis existants de plusieurs mois afin de déterminer la nature des garanties financières à incorporer aux nouveaux permis et de s'assurer qu'OPG, propriétaire du site de Bruce, souscrit aux critères qui sous-tendent ces garanties. La question ayant été résolue à sa satisfaction, la Commission a accordé les deux permis de cinq ans en mars 2004, se fondant sur la nature des programmes requis et sur leur mise en œuvre ainsi que sur l'acceptation des garanties financières constituées.

2.1.2 La Loi sur l'électricité du Nouveau-Brunswick

La *Loi sur l'électricité* du Nouveau-Brunswick devrait entrer en vigueur le 1^{er} septembre 2004. Elle traite entre autres de la restructuration d'Énergie Nouveau-Brunswick en quatre filiales appartenant exclusivement à la province du Nouveau-Brunswick. L'une d'elles est la Corporation d'énergie nucléaire, qui sera responsable de la centrale de Point Lepreau, et sera donc le nouveau titulaire du permis délivré pour cette centrale.

2.1.3 Le point sur la déréglementation en Ontario

Le secteur ontarien de l'électricité a été ouvert à la concurrence le 1^{er} mai 2002. Le gouvernement provincial a pris des mesures pour la transmission et la distribution ainsi que pour l'application des critères d'autorisation de tous les acteurs du marché. En décembre 2002, le prix de l'électricité a été fixé à 4,3 cents canadiens par kilowatt-heure pour les volumes faibles et pour certains consommateurs désignés. Ce prix passera à 4,7 cents en avril 2004.

Le gouvernement de l'Ontario a entrepris une série d'études pour déterminer les changements à apporter au marché de l'électricité. Il évalue entre autres la structure tarifaire et le rôle d'OPG sur le marché. Les évaluateurs recommandent de réglementer les taux du marché en fonction du type d'énergie produite, une mesure censée aider l'industrie à déterminer s'il y a lieu d'investir dans de nouvelles centrales. Ils recommandent aussi de maintenir OPG comme société de service public pour assurer

l'approvisionnement de la province en électricité. La province devrait déterminer les changements à apporter au marché de l'électricité et à OPG après la période de référence.

L'ouverture à la concurrence n'a pas eu d'incidence sur la sûreté de l'exploitation des installations nucléaires de l'Ontario.

2.2 Programme intégré d'amélioration

En devenant titulaire du permis des centrales nucléaires Bruce en mai 2001, Bruce Power est également devenue responsable de la poursuite des projets appropriés dans le cadre du Programme intégré d'amélioration (PIA). L'entreprise a examiné les projets amorcés par OPG et déterminé les priorités avant de les intégrer au programme global du site de Bruce.

OPG a suivi une démarche semblable à celle de Bruce Power. Les projets constituant le PIA ont été transférés aux installations en 2001 de sorte qu'ils seront gérés dans le cadre des projets d'amélioration de chaque site. La transition a été menée à bien en 2002.

Une équipe d'examen (Operational Safety Review Team ou OSART) de l'AIEA a procédé à l'évaluation de la centrale nucléaire Pickering-A en février 2004. L'équipe réunissait des experts internationaux qui ont brossé un portrait « instantané » de l'exploitation de cette installation d'OPG. Cette mission s'ajoute aux examens déjà effectués et ceux que doit faire la CCSN dans le cadre du programme de conformité. Le rapport de l'équipe OSART a été remis à la CCSN et à OPG à la fin de la période de référence du présent rapport.

Certains des projets du PIA ont été fusionnés afin de faciliter leur déroulement. C'est le cas du dossier de gestion de la configuration (*Configuration Management Closure Project*), qui combine le rétablissement de la gestion de la configuration à l'examen des paramètres d'exploitation sûre. Par ailleurs, le permis est désormais assorti d'une condition relative à la réalisation du projet de qualification environnementale, destiné à rétablir les critères minimaux permettant de déterminer si les composants des systèmes peuvent continuer de fonctionner en cas d'accident grave à la centrale (annexes 3.14.1 et 3.14.3).

Au cours de la période de référence, le personnel de la CCSN a continué de surveiller les principaux projets du PIA mis en place dans les installations dans le cadre du programme permanent de conformité. En mars 2003, cependant, la direction de la CCSN a décidé de cesser les activités centralisées de surveillance et de suivi des projets PIA d'OPG et de Bruce Power. Cette décision devait permettre au personnel de la CCSN d'intégrer l'examen de ces projets à ses activités normales de réglementation. Le personnel de la CCSN a donc officiellement mis fin aux rapports connexes en septembre 2003. Par conséquent, ces projets n'ont plus d'existence autonome et ne seront plus traités dans les rapports du Canada sur la sûreté nucléaire qu'exige la Convention. Pour en savoir plus sur les origines et le déroulement des projets intégrés d'amélioration de Bruce Power et d'OPG, il suffit de consulter les premier et deuxième rapports du Canada.

2.3 Réévaluation sismique : Préparation aux séismes – Redémarrage de Pickering-A

Dans les évaluations entreprises avant le redémarrage de Pickering-A, OPG a confirmé les points suivants :

- Les renseignements recueillis durant les travaux d'exploration pétrolière indiquent la présence de roche sédimentaire non perturbée sus-jacente à des structures crustales profondes sous Pickering, et aucune fracture importante sous le lac Ontario.
- Un groupe d'experts indépendants a conclu qu'il n'y a aucune preuve de faille associée à un séisme dans la vallée de la rivière Rouge à Scarborough (Ontario). Les failles exposées sont d'origine glaciaire. Cela signifie que les failles exposées ne présentent aucun risque sismique

pour la centrale nucléaire de Pickering. Le rapport d'enquête sur la faille de la rivière Rouge, publié par OPG en juillet 2001, présente le déroulement et les résultats de l'enquête.

- OPG et la Commission géologique du Canada continuent de surveiller l'activité sismique dans le sud de l'Ontario, à l'aide de sismomètres permettant de localiser même des séismes de faible magnitude. Ils ont découvert une activité sismique beaucoup moins importante autour de Pickering que dans les autres parties de l'Ontario.
- Les séismes ressentis dans la région sont représentatifs de l'évolution historique. Des immeubles très hauts, ou des immeubles construits sur des sols meubles peuvent subir des mouvements importants. On s'attend à ce que les dommages causés aux constructions modernes, ou aux immeubles situés sur des terrains solides (comme la centrale nucléaire de Pickering), soient très faibles.

Néanmoins, en ramenant la tranche 4 de Pickering-A en service, 24 modifications visant à améliorer la résistance aux séismes de l'installation ont été apportées. Les modifications comprenaient notamment les points suivants :

- renforcement de la maçonnerie clé et des murs de béton à plusieurs endroits;
- renforcement des points d'ancrage qui retiennent au plancher les panneaux électriques clés;
- points d'ancrage et supports améliorés pour différents types d'équipement, incluant des échangeurs de chaleur, des piles pour les génératrices de secours, des réservoirs, des conduites, des vannes et de l'équipement de lutte contre les incendies;
- points d'ancrage améliorés pour les panneaux de commande d'instruments et les appareils d'éclairage dans la salle de commande principale et la salle des dispositifs de commande;
- amélioration des systèmes d'air de secours;
- commutateurs et relais améliorés pour les systèmes clés;
- plans, procédures d'essai et formation améliorés pour aider le personnel de la centrale à se préparer aux conséquences possibles d'un séisme important.

Des modifications identiques sont requises avant la remise en service des autres tranches de Pickering-A.

2.4 Maintien des compétences et de l'infrastructure

2.4.0 Généralités

L'industrie canadienne du nucléaire et la CCSN affrontent des difficultés semblables à celles d'autres pays. Ces difficultés et la réponse de l'industrie canadienne ainsi que les responsabilités de la CCSN en vertu de la loi sont résumées dans le deuxième rapport du Canada. Les paragraphes qui suivent relatent les progrès accomplis au cours de la période de référence.

2.4.1 Maintien et perfectionnement des compétences canadiennes en nucléaire

Le gouvernement du Canada a délivré le 22 juillet 2002 des lettres patentes qui faisaient du Réseau d'excellence universitaire en génie nucléaire (UNENE) une société à but non lucratif. L'UNENE est une alliance entre universités, services publics d'énergie nucléaire et organismes de réglementation et de recherche vouée au soutien à la formation et au perfectionnement en matière nucléaire ainsi qu'à la recherche et à la valorisation du potentiel des universités canadiennes. 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 de l'industrie et de l'organisme de réglementation du Canada en offrant des programmes de formation universitaire et des programmes affiliés, de même qu'en encourageant les jeunes à choisir une carrière dans l'industrie nucléaire. Les principaux moyens mis en œuvre à cette fin ont été de créer de nouveaux postes de professeurs dans six universités ontariennes et d'accroître le financement de la recherche en nucléaire dans certaines universités pour y maintenir et y soutenir le potentiel. Par l'intermédiaire des universités membres, l'UNENE bâtit et offre des programmes éducatifs

destinés aux étudiants qui envisagent de travailler dans l'industrie nucléaire et ceux qui y travaillent déjà. Le premier cours financé par l'UNENE a été offert en septembre 2003; d'autres sont prévus ou sont à l'étape de la conception.

L'Institut universitaire de technologie de l'Ontario, créé le 27 juin 2002, est le dernier en date des établissements universitaires canadiens financés par les fonds publics. Il a accueilli ses premiers étudiants en septembre 2003. L'Institut comprend la School of Energy Engineering and Nuclear Science (SEENS), qui offre un programme de premier cycle (baccalauréat) en génie nucléaire, science des radiations et autres domaines connexes. Le programme porte principalement sur la cinétique des réacteurs, la conception des réacteurs, la conception et la simulation des centrales, la détection et la mesure des rayonnements, la radioprotection, la biophysique et la dosimétrie des rayonnements, les effets des rayonnements sur l'environnement, la production et l'utilisation des radioisotopes, la chimie des rayonnements et l'analyse des substances à l'aide des techniques de rayonnement.

Le programme CANTEACH a permis de continuer d'accumuler l'information fournie par l'industrie canadienne du nucléaire, les universités canadiennes et la CCSN. Il a été créé par Énergie atomique du Canada limitée (EACL), OPG, le groupe des propriétaires de CANDU (GPC), Bruce Power, l'Université McMaster, l'École polytechnique de Montréal et la Société nucléaire canadienne. Le 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.

2.4.2 Stratégie de maintien de l'effectif à la CCSN

L'un des objectifs stratégiques de la CCSN est d'attirer et de retenir un personnel d'excellente qualité. À cette fin, la CCSN a élaboré une stratégie qu'elle s'efforce de tenir à jour. Assortie d'un horizon de cinq ans, la stratégie doit orienter les initiatives actuelles et futures de ressources humaines en vue du recrutement et du maintien de l'effectif. Elle doit faire en sorte :

1. qu'il y ait toujours un nombre suffisant d'employés compétents capables d'assumer avec succès la relève des employés qui s'en vont, pour retraite ou autres raisons;
2. que de nouveaux profils de compétences soient élaborés au besoin;
3. que l'accent soit mis en permanence sur le renforcement des compétences en leadership et en gestion;
4. que la CCSN dispose toujours des habiletés et compétences de base, nécessaires à l'exécution des programmes;
5. que des initiatives soient amorcées pour répondre aux besoins organisationnels présents et futurs.

Citons parmi ces initiatives liées à la Stratégie de maintien de l'effectif la conception d'un système en ligne de suivi des candidatures à l'appui des processus de sélection interne et externe et l'élaboration de plans de formation de base pour toutes les divisions opérationnelles. Ces plans sont le fondement des plans d'apprentissage individuels du personnel de la CCSN.

2.4.3 Programme de stages à la CCSN

En juin 2001, la CCSN a instauré un programme de stages de deux ans pour étudiants. Un programme de dix-huit mois a suivi en juin 2003 et d'autres devraient être entrepris chaque année. Chacun comprend plusieurs affectations de trois mois dans des divisions hiérarchiques ainsi que des activités de formation communes ou en petits groupes. Les stagiaires sont des diplômés de premier cycle en génie et en science. La CCSN offre à ses stagiaires des possibilités de formation, les aide à concrétiser leur potentiel, assure une culture du travail positive, leur confie des rôles qui leur permettent de répondre à leurs besoins propres et facilite leur progression dans la carrière. En retour, la CCSN tire partie du transfert de connaissances propres

à l'organisation du personnel chevronné à un personnel moins expérimenté, évitant la perte de connaissances essentielles. Les diplômés du programme de stages y gagnent une meilleure compréhension de l'organisation et deviennent plus polyvalents. Tous les stagiaires du premier programme, terminé en mai 2003, sont restés à la CCSN.

2.4.4 Maintien de la capacité dans les centrales nucléaires

Les titulaires de permis font face à de nombreux départs à la retraite de cadres et de membres chevronnés du personnel, ayant pour conséquence la perte de connaissances organisationnelles. Il leur faut donc gérer cette perte pour conserver leurs compétences en matière de culture de sûreté, leurs compétences générales en génie (connaissances et aptitudes techniques et scientifiques) et les compétences propres à la conception des centrales ainsi qu'à l'exploitation et la maintenance.

La section 3.19.6 du présent rapport décrit d'ailleurs le recours, par OPG et Bruce Power, à certains services technologiques et techniques de fournisseurs externes. La Corporation d'énergie nucléaire du Nouveau-Brunswick et Hydro-Québec (HQ) font appel pour leur part à leur propre personnel technique, au personnel d'EACL et à des conseillers pour obtenir des services similaires. L'industrie dans son ensemble bénéficie en outre des activités et des dispositions décrites en 2.4.1 pour le recrutement du personnel et le maintien des compétences.

Enfin, tous les titulaires de permis offrent des programmes de formation et de recyclage propres à leurs installations. La qualification et l'accréditation des employés occupant des postes clés demeurent assujetties à la vérification et l'autorisation par la CCSN, conformément à la LSRN.

2.5 Études probabilistes de sûreté

L'étude probabiliste de sûreté (EPS) permet aux exploitants d'élaborer leurs stratégies de fonctionnement, de maintenance et de gestion des pannes en fonction des risques. Au Canada, on a surtout pratiqué des études déterministes, de sorte que les limites et conditions d'exploitation étaient généralement considérées comme très restrictives à bon nombre d'égards en matière de fonctionnement, de maintenance et de gestion des pannes. On examine actuellement l'EPS comme un outil qui pourrait permettre une évaluation de la sûreté plus exhaustive en fonction des risques, pouvant éventuellement alléger des limites trop prudentes mais aussi mener à des restrictions et des conditions dans certains domaines que n'auraient pas suffisamment approfondis les études déterministes. La CCSN suit ce dossier et participe à des réunions pertinentes avec les titulaires de permis. Les progrès se poursuivent en ce domaine.

2.6 Gestion du vieillissement et de la durée de vie des installations

Il importe de gérer efficacement le vieillissement des systèmes, structures et composantes (SSC) des centrales nucléaires pendant toute la durée de vie des installations pour que la sûreté et le rendement ne débordent pas les limites acceptables et pour atteindre la longévité prévue.

Les changements qui touchent l'état et l'équipement d'une centrale étant donné le vieillissement peuvent tout à la fois augmenter la probabilité de défaillances d'équipement et en aggraver les conséquences, en particulier si les systèmes de sûreté censés pallier les défaillances d'équipements sont moins disponibles ou moins efficaces.

Les titulaires de permis ont élaboré des programmes de gestion de la durée de vie des centrales qui permettent l'évaluation systématique, la détection en temps opportun, l'atténuation, la consignation et la documentation des effets substantiels du vieillissement des SSC. Les activités à cet égard consistent à :

- répertorier les SSC qui importent pour la sûreté et le rendement des installations;

- évaluer les mécanismes de dégradation pour détecter et comprendre leurs effets sur le vieillissement;
- évaluer l'obsolescence;
- établir le pronostic des SSC;
- prendre des mesures d'atténuation proactives;
- optimiser la maintenance;
- documenter les mesures d'évaluation et d'atténuation;
- examiner et modifier les programmes en fonction de l'expérience d'exploitation.

Bon nombre de ces activités exigent beaucoup de coordination puisqu'elles appellent à la fois la surveillance de l'état des systèmes, des essais, des mesures de maintenance et de redressement pendant les exploitations quotidiennes, des inspections périodiques, l'évaluation de l'aptitude fonctionnelle, et les essais et activités de maintenance pendant les arrêts.

2.7 Appui aux programmes de R-D

2.7.1 Groupe d'examen de la recherche

En octobre 2002, la CCSN a créé un comité consultatif appelé Groupe d'examen de la recherche (GER) dans le but d'obtenir l'avis d'experts indépendants sur l'état de la recherche en sûreté nucléaire au Canada, dans des domaines directement liés au mandat de la CCSN.

Le GER a étudié des documents et consulté les parties intéressées ainsi que les organisations pertinentes. Il a étudié les pratiques d'autres organismes de réglementation en matière de recherche, les activités et l'infrastructure de recherche au Canada ainsi que les ressources et les capacités qui les appuient.

Le GER a présenté son rapport à la CCSN en mars 2004. La CCSN l'étudie pour déterminer les mesures à prendre.

2.7.2 Programme de R-D du GPC

Le programme de R-D du GPC est financé par les exploitants de CANDU au Canada et par EAACL. La majeure partie des travaux de R-D financés par le GPC se font à EAACL et le reste dans d'autres entreprises privées et des universités canadiennes. Les travaux portent essentiellement sur des questions émergentes concernant l'exploitation des réacteurs CANDU. Le programme englobe actuellement quatre domaines techniques, soit : 1) chimie, matières et composantes; 2) canaux de combustible; 3) santé, sûreté et environnement; 4) sûreté et délivrance des permis.

Au cours de la période de référence, le programme de R-D du GPC visait toujours à faciliter la résolution des points à régler génériques de la CCSN (section 3.14.5). Le programme appuie en outre les évaluations de sûreté des nouveaux plans de centrales et contribue au maintien des capacités de base, de l'expertise scientifique et de l'infrastructure en R-D nécessaires pour l'exploitation sûre, à longue échéance, des réacteurs CANDU.

Les premier et deuxième rapports du Canada décrivent en détail le programme de R-D du GPC.

2.7.3 Programme de R-D d'EAACL

Comme il est indiqué en 2.7.2, la majeure partie des projets de R-D financés par le GPC sont menés à bien par EAACL. EAACL fait aussi de la R-D sur chacun des aspects de la technologie des réacteurs CANDU et ces activités permettent de comprendre les fondements scientifiques et techniques de chaque

aspect de la technologie et d'acquérir suffisamment de connaissances pour répondre aux questions qui se posent. Le deuxième rapport du Canada donne plus de détails sur le programme de R-D d'EACL.

2.7.4 Programme de recherche et de soutien de la CCSN

Le programme de recherche et de soutien de la CCSN continue de fournir au personnel de l'information qui confirme ou appuie ses observations relatives aux questions courantes ou émergentes en ce qui a trait au mandat et activités de la CCSN. Chaque année, le programme fait l'objet d'un examen et d'une évaluation qui permettent de déterminer les besoins en recherche et en soutien pour l'exercice suivant et d'affecter un budget proportionnellement. Le programme est décrit plus en détail dans le deuxième rapport du Canada.

2.7.5 Initiatives internationales

Plusieurs organisations canadiennes participent et collaborent régulièrement à des projets de recherche-développement internationaux sur la sûreté, par l'intermédiaire de tribunes comme l'AIEA et l'Agence de l'OCDE pour l'énergie nucléaire ainsi que des ententes bilatérales et multinationales.

Blanc intentionnel

3. RESPECT 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.

A. Généralités

Article 6 – Centrales nucléaires existantes

3.6.0 Généralités

La sûreté de toutes les centrales nucléaires au Canada fait l'objet d'évaluations et d'améliorations constantes fondées sur les résultats d'études déterministes et probabilistes, de programmes de conformité, d'examen de l'expérience d'exploitation, d'examen du rendement en matière d'exploitation et de la recherche en matière de sûreté. Les sections suivantes rendent compte de l'état à ce jour et des progrès accomplis à l'égard des sujets pertinents.

3.6.1 Philosophie et approche du Canada eu égard à la sûreté dans les centrales nucléaires

Le deuxième rapport du Canada décrit en détail la philosophie et l'approche du Canada en matière de sûreté et retrace leur évolution depuis la création de la CCSN (anciennement la Commission de contrôle de l'énergie atomique) en 1946. Il fait aussi état des relations entre l'organisme de réglementation en matière nucléaire et l'industrie, dans les efforts qu'ils déploient conjointement depuis cinquante ans pour promouvoir une philosophie de sûreté. Ces renseignements n'ont pratiquement pas changé pendant la période de référence.

3.6.2 Liste des réacteurs nucléaires existants au Canada

Sur un total de 22 réacteurs nucléaires existants au Canada, 17 sont actuellement autorisés à produire de l'énergie. L'annexe 3.6.1 dresse la liste de tous les réacteurs et de leur état. Les réacteurs canadiens sont exploités par quatre titulaires de permis : 1) Ontario Power Generation Inc. (OPG), une entreprise privée appartenant en toute propriété à la province de l'Ontario, 2) Bruce Power Inc. (Bruce Power), une société privée, 3) Hydro-Québec (HQ), une société d'État appartenant à la province de Québec, et 4) la Corporation d'énergie nucléaire du Nouveau-Brunswick (CEN N.-B.), une société d'État appartenant à la province du Nouveau-Brunswick. Ces quatre titulaires de permis exploitent au total cinq centrales nucléaires (Darlington, Pickering, Bruce, Gentilly et Point Lepreau) en vertu de sept permis (deux chacun pour Pickering-A et Pickering-B ainsi que Bruce-A et Bruce-B, et un pour chacune des autres centrales, à savoir Darlington, Gentilly et Point Lepreau).

3.6.3 Leçons tirées de l'expérience d'exploitation nationale et internationale

Le personnel de la CCSN et les titulaires de permis ont procédé à des évaluations à la suite d'incidents d'importance sur le plan de la sûreté et de l'expérience d'exploitation à l'échelle nationale et internationale. L'annexe 3.6.2 fournit quelques exemples des enseignements tirés de ces incidents, des événements et de l'expérience d'exploitation ainsi que des mesures correctives adoptées par la suite.

3.6.4 Mesures correctives et actions visant le maintien de la sûreté et la modernisation des centrales nucléaires

Les programmes d'amélioration mis en œuvre en 1996 dans plusieurs centrales nucléaires du Canada étaient toujours en vigueur pendant la période de référence. Les progrès accomplis et l'information récente sur la remise en service de la tranche 4 de la centrale de Pickering-A, des tranches 3 et 4 de Bruce-A ainsi que les programmes de réfection de Gentilly-2 et de Point Lepreau sont résumés aux sections 3.14.1.3 à 3.14.1.6. En outre, l'expérience d'exploitation et certaines performances spécifiques ont donné lieu à des évaluations de sûreté dans les centrales nucléaires en exploitation. Les résultats de plusieurs de ces évaluations et les mesures correctives correspondantes sont exposés à la section 3.14.7.

3.6.5 Position du Canada sur la poursuite de l'exploitation des centrales nucléaires

Au cours de la période de référence, tous les réacteurs nucléaires du Canada ont fonctionné dans les limites acceptables sur le plan de la sûreté et dans le respect de conditions satisfaisantes sur le plan des matières et des composantes. Le principe des barrières multiples est suffisamment respecté dans toutes les centrales nucléaires du Canada, et les exigences de la CCSN ont été satisfaites voire dépassées dans la majorité des domaines de sûreté (voir la section 3.14.8). Les titulaires de permis et la CCSN font en sorte que les centrales nucléaires fonctionnent dans le respect des conditions et des marges de sûreté fixées par les permis, chacun dans le cadre de son rôle et de ses obligations. La CCSN surveille le respect, par les titulaires de permis, des engagements pris envers l'établissement et la réalisation de plans et de programmes destinés à améliorer le rendement des centrales le plus rapidement possible.

La plupart des réacteurs nucléaires en exploitation au Canada approchent de la fin de leur durée utile hypothétique. Celle-ci a été calculée en fonction des prévisions initiales quant au moment où les principales composantes devraient être remplacées. Les actuels programmes de gestion du cycle de vie (voir la section 2.6) permettent d'évaluer plus justement l'état des SSC. Les travaux de réfection entrepris à Point Lepreau et Gentilly-2 doivent déboucher sur le remplacement et l'amélioration de nombreux SSC et devraient prolonger la vie utile de ces centrales.

Le processus de délivrance de permis actuellement appliqué au Canada (section 3.7.2.2) comprend le renouvellement des permis aux centrales pourvu que l'état des installations soit garant d'un fonctionnement sûr. Le personnel de la CCSN évalue si d'éventuels bilans périodiques de sûreté sont susceptibles d'améliorer la sûreté dans le contexte réglementaire actuel, surtout dans le cas des installations qui ont dépassé leur durée de vie utile hypothétique. Voir à la section 3.14.1.2 des renseignements plus détaillés sur l'approche canadienne en matière de bilans périodiques de sûreté.

La décision prise par le gouvernement ontarien d'éliminer les centrales au charbon va sans doute entraîner l'augmentation de l'investissement dans l'énergie nucléaire. Les titulaires des permis de Pickering-A et Bruce-A envisagent la remise en service d'autres réacteurs.

B. Législation et réglementation

Article 7 – Régime législatif et réglementaire

3.7.1 Régime législatif

3.7.1.0 Généralités

À titre d'organisme de réglementation nucléaire du Canada, la CCSN réglemente l'utilisation de l'énergie et des matières nucléaires afin de protéger la santé, la sûreté, la sécurité et l'environnement et de respecter les engagements internationaux du Canada à l'égard de l'utilisation pacifique de l'énergie nucléaire. La CCSN tient son pouvoir de réglementation de la *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires* (LSRN). Dans le cadre de son mandat, la CCSN s'efforce de limiter les risques que constituent pour la santé, la sûreté et la sécurité des personnes et pour l'environnement le développement, la production et l'utilisation de l'énergie nucléaire ainsi que la production, la possession et l'utilisation de matières nucléaires, d'équipements réglementés et de renseignements réglementés.

Le deuxième rapport du Canada en vertu de la Convention contient beaucoup d'information sur le régime législatif. La section ci-dessous ne fait état que d'un changement récent.

3.7.1.1 LSRN : modification

En vertu de l'article 46 de la LSRN, la CCSN a le pouvoir de faire enquête pour déterminer s'il y a contamination dans un lieu donné. Auparavant, le paragraphe 46(3) donnait à la CCSN le pouvoir d'ordonner au propriétaire, à l'occupant ou « à toute autre personne ayant un intérêt reconnu en droit dans ce lieu » de prendre les mesures nécessaires pour le décontaminer. Cet article aurait pu s'appliquer à un prêteur qui n'avait aucune responsabilité en égard de la gestion ou de l'exploitation du lieu. La référence à « toute autre personne ayant un intérêt reconnu en droit » a été supprimée du paragraphe 46(3), mais en maintenant le pouvoir de la CCSN de prendre des mesures à l'encontre du propriétaire ou de l'occupant ou de « toute autre personne en ayant l'administration et la responsabilité ». La modification est entrée en vigueur le 13 février 2003.

3.7.2 Régime réglementaire

3.7.2.0 Généralités

La CCSN exécute son mandat en matière de réglementation par l'intermédiaire principalement de trois fonctions fondées sur les résultats : la délivrance de permis, la conformité et la production de documents d'application de la réglementation. Les progrès accomplis en regard de chacune figurent dans les sections 3.7.2.2 à 3.7.2.4 inclusivement. Toutefois, certaines améliorations particulières apportées au régime réglementaire de la CCSN sont présentées ci-dessous.

3.7.2.1 Amélioration du régime réglementaire de la CCSN

Ces dernières années, le régime réglementaire administré par la CCSN a fait l'objet d'améliorations particulières, qui reposent sur un certain nombre de programmes et d'initiatives fondés sur la connaissance du risque. Sont particulièrement pertinents pour le présent rapport l'approbation de durées d'autorisation désormais plus longues (section 3.7.2.2.3), la production de rapports plus fréquents aux audiences et réunions publiques de la CCSN sur le rendement des titulaires de permis (section 3.7.2.2.4),

le programme de conformité (section 3.7.2.3.1), l'évaluation élargie du rendement des titulaires de permis (sections 3.7.2.3.2 et 3.14.8) et l'approche plus efficace à la délivrance des permis et l'affectation des ressources (section 4.1). C'est ainsi que les activités de vérification et d'application afin d'assurer la conformité font l'objet d'une attention plus soignée et profitent de plus de ressources. D'ailleurs, la possibilité de recommander désormais des périodes d'autorisation de plus de deux ans permet d'affecter plus efficacement à l'évaluation de la sûreté et du rendement et aux activités relatives à la conformité des ressources jusqu'ici consacrées aux activités administratives liées au renouvellement des permis.

3.7.2.2 Délivrance des permis

3.7.2.2.1 Description du processus

La section 7.3 des premier et deuxième rapports fournit une description détaillée du processus de délivrance des permis aux exploitants des centrales nucléaires au Canada. Ce processus englobe toutes les étapes depuis l'acceptation d'un emplacement, l'autorisation des travaux de construction, la mise en service, la délivrance du permis d'exploitation, le déclassement et la fermeture. Il n'a pas été modifié de manière fondamentale au cours de la période de référence. Les sections suivantes résument certaines modifications touchant par exemple les permis, les périodes d'autorisation ou la production de rapports plus fréquents sur des questions relatives aux permis.

3.7.2.2.2 Modifications

La CCSN modifie continuellement les permis d'exploitation des réacteurs nucléaires (PROL) pour y inclure les modifications qu'elle autorise concernant les documents auxquels renvoient les permis. Il s'agit par exemple des politiques et principes d'exploitation (PPE), de l'effectif minimal, des exigences relatives à la radioprotection et des rapports sur la sécurité. Le tableau suivant présente uniquement les modifications les plus importantes apportées au cours de la période de référence. On trouve une liste complète et une description des documents d'application de la réglementation mentionnés dans ce tableau sur le site Web de la CCSN (voir l'annexe 1.1).

Point traité	Modification
Remise en service du réacteur 4 à Pickering-A	Le 5 novembre 2001, la CCSN a autorisé la remise en service du réacteur 4 après que le titulaire du permis a fait état de toutes les améliorations et modifications apportées au réacteur pour l'améliorer. Le 4 mai 2003, la CCSN a approuvé la fin de l'état d'arrêt garanti pour ce réacteur.
Accréditation et formation du personnel des centrales nucléaires	Selon le paragraphe 9(2) du <i>Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I</i> , la CCSN peut accréditer une personne pour occuper un poste dans une installation de catégorie IA, comme une centrale nucléaire, si ce poste est mentionné dans le permis. Les exigences relatives aux qualifications, à la formation et à l'examen des compétences du personnel d'exploitation qui demande une accréditation sont actuellement décrites dans les conditions associées au PROL de chaque installation. La CCSN entend regrouper ces exigences en une norme d'application de la réglementation, déjà ébauchée, à propos de laquelle la CCSN a sollicité les commentaires du public (C-204, <i>Accréditation des personnes qui travaillent dans des centrales nucléaires</i>).
Seuils d'intervention	Depuis la publication du guide d'application de la réglementation G-228 de la CCSN, intitulé <i>Élaboration et utilisation des seuils d'intervention</i> , les titulaires de permis sont tenus d'élaborer et de mettre en oeuvre des seuils d'intervention acceptables sur les plans environnemental et professionnel. Les permis actuels comprennent cette exigence.
Plans de déclassement et	Actuellement, les plans de déclassement figurent explicitement parmi les exigences relatives à l'obtention d'un permis dans divers règlements de la CCSN. La CCSN a

garanties financières	publié les guides d'application de la réglementation G-206, <i>Les garanties financières pour le déclassement des activités autorisées</i> , et G-219, <i>Les plans de déclassement des activités autorisées</i> , pour aider les titulaires de permis en ce domaine. Les permis actuels contiennent des conditions exigeant des titulaires qu'ils examinent et revoient leurs plans de déclassement en plus de constituer des garanties financières et de les documenter adéquatement.
Ravitaillement et remise en service des réacteurs 3 et 4 à la centrale Bruce-A	En janvier 2003, la Commission a accepté un rapport d'examen environnemental préalable et le permis a été modifié pour permettre le ravitaillement en combustible des réacteurs 3 et 4 tout en maintenant l'état d'arrêt. En avril 2003, le permis a été de nouveau modifié par l'ajout de conditions préalables à la remise en service. Bruce Power a ensuite assuré la CCSN qu'elle avait respecté toutes les conditions de remise en service et le permis relatif à la centrale Bruce-A a alors été modifié pour permettre la remise en service et autoriser la fin de l'état d'arrêt garanti des tranches 3 et 4.
Examens de requalification du personnel d'exploitation accrédité et autorisé	La CCSN délivre des accréditations individuelles pour une période de cinq ans. Le paragraphe 9(3) du <i>Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I</i> l'autorise à renouveler ces accréditations si la personne réussit les examens de requalification applicables dans le cas où ces derniers sont prévus dans le permis d'exploitation de l'installation. Le 21 juillet 2003, après de longues consultations des titulaires de permis, la CCSN a entériné le document intitulé <i>Exigences des examens de requalification du personnel de quart accrédité des centrales nucléaires canadiennes</i> . Les PROL renvoient dorénavant à ce document, qui expose les exigences relatives à la mise en œuvre officielle des examens de requalification. Ces permis contiennent aussi les dispositions transitoires relatives au renouvellement des accréditations d'ici le 31 décembre 2005.

3.7.2.2.3 Prolongation des périodes d'autorisation

L'article 24 de la LSRN confère à la CCSN le pouvoir d'autoriser une personne à exercer certaines activités admissibles pendant une période qu'elle précise sur un permis. Avant de renouveler un permis, la CCSN est tenue de s'assurer entre autres que le demandeur a compétence pour exercer les activités proposées. L'article 30 autorise le personnel de la CCSN à faire des inspections pour promouvoir, vérifier et assurer le respect, par les titulaires, des exigences réglementaires et des conditions du permis.

Jusqu'ici, les permis étaient délivrés pour deux ans et pouvaient être renouvelés par la suite. Cette mesure a permis au personnel de la CCSN d'examiner de près le rendement des titulaires et a donné au public de fréquentes occasions d'intervenir au cours d'audiences publiques. Il est toutefois devenu évident que ces deux années ne permettent ni aux titulaires de permis ni au personnel de la CCSN de mener à bien les mesures prévues par l'article 24 de la LSRN. Par conséquent, la CCSN a instauré une certaine souplesse en 2002. Les critères pour décider de la durée des permis sont expliqués dans un document de la CCSN publié au début de 2002 (CMD 02-M12). La prolongation de la période d'autorisation permet à la CCSN de réglementer les centrales nucléaires d'une façon qui tient davantage compte des risques grâce à l'ajustement de la période d'autorisation en fonction du rendement du titulaire de permis et aux conclusions des activités de vérification de la conformité visant les installations autorisées. Par contre, il reste possible de délivrer un permis pour une période plus courte si le rendement global du titulaire n'est pas satisfaisant.

Pour aider le personnel de la CCSN à recommander une période d'autorisation sur la base de motifs logiques et cohérents, la CCSN a compilé un certain nombre de facteurs réunis dans le document CMD 02-M12. Ces facteurs comprennent entre autres les dangers associés à l'installation particulière, 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 et documenté, les exigences du règlement sur les droits pour le recouvrement des coûts et le cycle de planification de l'installation.

La prolongation des périodes d'autorisation et l'accent mis sur l'évaluation du rendement du titulaire de permis sont conformes aux pratiques de nombreux autres pays à l'égard des centrales nucléaires, en particulier avec l'utilisation des bilans périodiques de sûreté (BPS; voir la section 3.14.1.2 sur les BPS au Canada).

3.7.2.2.4 Augmentation du nombre de rapports présentés aux audiences et réunions publiques de la CCSN

Les audiences et les réunions publiques de la CCSN constituent pour le personnel de la CCSN la principale occasion de présenter à la Commission ses rapports sur les titulaires de permis. Elles permettent aussi au public d'étudier cette information et de participer au processus de réglementation. La prolongation des périodes d'autorisation à plus de deux ans réduit la fréquence de ces possibilités, une situation que vient contrebalancer l'augmentation de la fréquence des rapports du personnel de la CCSN à la Commission.

Le personnel de la CCSN fait régulièrement rapport aux audiences et réunions publiques de la Commission de l'état des centrales nucléaires, du rendement des titulaires de permis, de la performance globale de l'industrie, des évaluations à mi-temps des périodes d'autorisation et des observations résultant des activités de délivrance de permis et de conformité. L'ampleur et la profondeur des rapports sur ces questions reflètent la complexité et le degré de risque associés aux installations autorisées pendant la période de référence des rapports. Par ailleurs, le personnel de la CCSN présente à chaque réunion publique de la Commission des « rapports d'événements significatifs » (RES) sur les importantes questions de sûreté qui se présentent pendant les activités réglementées ou par suite de ces activités et sur toute autre question d'intérêt pour la CCSN ou le grand public. Des critères aident le personnel de la CCSN à choisir les questions à traiter dans ces RES.

3.7.2.3 Conformité

Le deuxième rapport du Canada contient une description détaillée du programme de conformité de la CCSN. Les sections qui suivent ne présentent donc que l'évolution et les progrès qui ont marqué certains domaines au cours de la période de référence.

3.7.2.3.1 Programme de conformité

Éléments du programme de conformité

Le programme de conformité de la CCSN comprend trois volets : des activités de promotion, de vérification et d'application. Tous trois ont été mis en pratique pendant la période de référence et sont expliqués dans les paragraphes ci-dessous.

La promotion désigne toutes les activités destinées à stimuler le respect des exigences légales. Il s'agit entre autres de consultations, de formation, de la reconnaissance d'un bon rendement, de la participation à des séminaires, ateliers et conférences et de la collaboration avec d'autres organismes de réglementation pour faire connaître les exigences de la CCSN à un public plus large.

La vérification s'entend de toutes les activités qui consistent à déterminer si le rendement d'un titulaire de permis est conforme aux exigences légales et à documenter le tout. Les activités de vérification comprennent les inspections de Types I et II, les examens documentaires et les examens d'événements. Les inspections de Type I comprennent des activités comme des vérifications et des évaluations. Les inspections de Type II comprennent des rondes et des inspections périodiques des systèmes et des

composantes. L'examen documentaire consiste à étudier divers documents comme les rapports des titulaires de permis sur la sûreté. L'examen des événements est l'examen et le suivi des rapports sur les événements soumis par les titulaires de permis ainsi que de la réponse et des mesures de réglementation éventuelles de la CCSN. Il existe enfin un instrument de vérification et d'application qui concerne particulièrement les réacteurs nucléaires : le point à régler générique, expliqué en détail en 3.14.5.

L'application comprend toutes les mesures destinées à obliger les titulaires de permis à respecter les exigences législatives et à prévenir tout manquement. Les mesures sont appliquées graduellement, la sévérité étant fonction de l'importance des actes répréhensibles au regard de la sûreté et d'autres facteurs liés au non-respect. Par ordre de sévérité, les instruments d'application sont : avis écrits, avertissements écrits, alourdissement de la surveillance réglementaire, requêtes de la part de la Commission ou d'une personne autorisée, ordonnances, suspension ou révocation du permis et poursuites. On trouvera des exemples d'actions de la part de la CCSN et des réponses des titulaires de permis à la section 3.14.7.

Détermination de l'importance des manquements

La détermination de l'importance des manquements est un volet important du programme de conformité. La CCSN y recourt pour choisir la réponse appropriée aux événements. Des progrès ont été réalisés en vue d'utiliser une même approche pour évaluer les conclusions d'une inspection selon l'importance au regard de la sûreté. La CCSN élabore actuellement des critères et des procédures à l'aide de méthodes déterministes et de l'évaluation du risque.

Mise en œuvre

La politique de conformité de la CCSN a été publiée au cours de la période de référence. La CCSN a également entrepris la normalisation et l'amélioration des éléments du programme de conformité afin de faciliter son utilisation. Un programme de référence est en voie d'élaboration en vue d'établir les activités de promotion et de vérification qui doivent être régulièrement effectuées pour chaque titulaire ou groupe de titulaires de permis pour qu'ils respectent les exigences de la réglementation et les attentes en matière de rendement. Les activités du programme de référence seront priorisées en fonction du risque. Outre ce programme de référence, le concept d'activités de conformité ponctuelles a été instauré pour atteindre les objectifs spécifiques fixés au terme des inspections de référence. Le projet comporte aussi des instruments de planification, de production de rapports et de surveillance.

3.7.2.3.2 Système d'évaluation et rapports sur les centrales nucléaires

Au cours de la période de référence, la CCSN a instauré un nouveau système d'évaluation, qui s'utilise conjointement avec les activités de délivrance de permis et de conformité et qui sert en plus à la production du rapport annuel sur les centrales nucléaires. Le nouveau système facilite l'évaluation des programmes élaborés par les titulaires et leur mise en œuvre en regard des exigences de la réglementation et des attentes de la CCSN en matière de rendement.

Le système compte cinq cotes : « A – Supérieur aux exigences », « B – Répond aux exigences », « C – Inférieur aux exigences », « D – Très inférieur aux exigences » et « E – Inacceptable ». Ces cotes résument tous les résultats des évaluations et inspections et servent également à résumer les programmes et le rendement des titulaires de permis à l'égard des neuf « domaines de sûreté » qui sont évalués en vue de la délivrance du permis. La section 3.14.8 et l'annexe 3.14.4 exposent en détail l'analyse des rapports sur les centrales nucléaires produits au cours de la période de référence et définit de manière exhaustive chacune des catégories. Le système d'évaluation est décrit dans le document CMD 02-M5.

Le système actuel est à l'examen et sera sans doute amélioré.

3.7.2.3 Rapports sur les événements et suivis

Une nouvelle norme d'application de la réglementation (S-99), intitulée *Rapports à soumettre par les exploitants de centrales nucléaires*, est entrée en vigueur le 1^{er} avril 2003. Elle remplace la norme antérieure, employée depuis le 1^{er} janvier 1995. Ce renouvellement s'imposait étant donné l'évolution du régime législatif et l'adoption de la LSRN le 31 mai 2000. La norme S-99 regroupe en un seul document presque toutes les exigences relatives à la production de rapports contenues dans la LSRN et les règlements connexes qui s'appliquent aux centrales nucléaires. Elle élabore en outre les exigences générales de production de rapports imposées par la loi relativement aux centrales nucléaires.

L'un des objectifs est d'exiger des rapports immédiats en cas d'événement ou de situation ayant une incidence importante sur la sûreté ou la réglementation et de conserver un programme trimestriel ou annuel dans les autres cas, afin surtout de relever les tendances et de permettre l'analyse des questions influant à long terme sur la sûreté et la réglementation.

La norme S-99 a été incorporée aux permis d'exploitation de toutes les centrales nucléaires en 2003, ce qui la rend obligatoire. Par conséquent, les systèmes de production de rapports et de suivi, y compris les procédures et les bases de données des titulaires de permis et de la CCSN, ont été modifiés. Au cours des premiers mois d'application, la CCSN a publié de nombreux avis d'interprétation sur plusieurs dispositions, afin d'assurer la cohérence des rapports. La CCSN s'emploie à élaborer un guide d'application qui inclut ces interprétations et d'autres explications.

3.7.2.4 Production de documents d'application de la réglementation

Le cadre d'élaboration des documents d'application de la réglementation de la CCSN est décrit sur le site Web de la CCSN (dont l'adresse figure à l'annexe 1.1), de même que l'« objet », la « portée » et les « dispositions législatives et réglementaires pertinentes » des documents prioritaires.

3.7.2.4.1 Amélioration du cadre d'élaboration des documents d'application de la réglementation

Le cadre d'élaboration des documents d'application de la réglementation repose sur une matrice des secteurs d'activités réglementés par rapport aux domaines de sûreté établis par la CCSN et les programmes connexes. Il est formé d'un certain nombre de documents à priorité élevée, suivant une démarche de classement fondée sur le risque. Les titulaires de permis, le public et d'autres parties intéressées ont été consultés sur le cadre, sur le choix des documents à priorité élevée ainsi que sur leur portée et leur objet. Le cadre a ensuite été révisé et publié aux fins d'utilisation. L'état des documents existants a été clarifié par la même occasion. Des plans de travail ont été dressés et leur mise en oeuvre au regard des documents à priorité élevée a été entreprise. Le cadre renferme actuellement des documents dont l'élaboration devrait commencer durant la prochaine année.

3.7.2.4.2 Modification de certains documents d'application de la réglementation

Au cours de la période de référence, un certain nombre de documents d'application de la réglementation et de consultation de la CCSN ont été modifiés. Les listes dressées dans les alinéas a) à c) ci-dessous présentent une mise à jour des listes qui figuraient dans le deuxième rapport.

- a) Document de politique publié

P-211	<i>La conformité</i>
-------	----------------------

b) Normes publiées

S-98	<i>Programmes de fiabilité pour les centrales nucléaires</i>
S-99	<i>Rapports à soumettre par les exploitants de centrales nucléaires</i>

c) Guides publiés

G-91	<i>Contrôle et enregistrement des doses de rayonnement aux personnes</i>
G-147	<i>Protocoles d'intervention pour les essais biologiques en cas d'incorporation anormale de radionucléides</i>
G-205	<i>Entrée dans les zones protégées et les zones intérieures</i>
G-208	<i>Les plans de sécurité pour le transport des matières nucléaires de catégorie I, II ou III</i>
G-217	<i>Les programmes d'information publique des titulaires de permis</i>
G-225	<i>Planification d'urgence dans les installations nucléaires de catégorie I, les mines d'uranium et les usines de concentration d'uranium</i>
G-228	<i>Élaboration et utilisation des seuils d'intervention</i>
G-273	<i>Donner, réviser, et recevoir un ordre sous le régime de la Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires</i>
G-274	<i>Les programmes de sécurité pour les matières nucléaires de catégorie I ou II, ou pour certaines installations nucléaires</i>
G-276	<i>Plan de programme d'ingénierie des facteurs humains</i>
G-278	<i>Plan de vérification et validation des facteurs humains</i>

Blanc intentionnel

Article 8 – L'organisme de réglementation

3.8.0 Généralités

Le deuxième rapport du Canada fournissait d'amples détails sur la position de la CCSN au sein du gouvernement fédéral. Cette position n'a pas changé au cours de la période de référence. Les sections qui suivent expliquent donc les initiatives et les améliorations.

3.8.1 Position de la CCSN au sein du gouvernement

La CCSN est l'organisme de réglementation du nucléaire au Canada. Sa mission est de réglementer l'utilisation de l'énergie et des matières nucléaires pour protéger la santé, la sécurité, la sûreté et l'environnement et respecter les engagements internationaux du Canada à l'égard de l'utilisation pacifique de l'énergie nucléaire. La CCSN y parvient grâce au travail d'une commission, un tribunal quasi-judiciaire formé d'au plus sept membres et d'un personnel d'environ 500 personnes. On emploie l'abréviation « CCSN » pour désigner l'organisation et son personnel en général (aussi appelé « personnel de la CCSN ») et le terme « Commission » pour désigner le tribunal.

Les membres de la Commission sont nommés par le gouvernement fédéral pour un mandat d'au plus cinq ans mais peuvent être nommés à nouveau. Un membre de la Commission est désigné aux fonctions simultanées de président de la Commission et de premier dirigeant de la CCSN. On trouve sur le site Web de la CCSN (dont l'adresse figure à l'annexe 1.1) de l'information sur l'expérience préalable des membres actuels de la Commission. Cette dernière fonctionne comme un tribunal administratif chargé d'établir la politique réglementaire sur toutes affaires relatives à la santé, à la sûreté, à la sécurité et à l'environnement; elle prend des décisions indépendantes relatives à la délivrance des permis, établit des règlements qui ont force exécutoire et met en œuvre divers programmes, le tout en tenant compte de l'opinion et des préoccupations des parties intéressées.

La CCSN relève directement du Parlement canadien par l'intermédiaire du ministre des Ressources naturelles du Canada. Dans le cadre de ses activités, la CCSN travaille avec d'autres ministères fédéraux et plusieurs organisations provinciales et municipales au besoin.

Le deuxième rapport et le site Web de la CCSN contiennent des renseignements complémentaires sur la CCSN, son mandat, ses pouvoirs et ses activités.

3.8.2 Planification des activités de réglementation

La CCSN structure ses activités de réglementation des réacteurs nucléaires en mettant en œuvre et en ajustant les plans de travail pour chaque installation autorisée et en surveillant l'application. Elle étudie ces plans pour s'assurer qu'ils mènent aux objectifs spécifiques, pour assurer la constance entre les centrales nucléaires à l'égard de la planification des inspections, examens et autres activités de réglementation. L'ensemble des plans de travail de chacun des réacteurs constitue le plan de travail pour tout le secteur d'activité de la CCSN concernant les réacteurs nucléaires. Les activités qui composent chaque plan individuel sont également regroupées en un plan synthèse, appelé Plan des activités de réglementation, qui est envoyé à chaque titulaire de permis en même temps que la facture réclamant le droit de permis annuel relatif au lieu en question.

3.8.3 Maintien d'un personnel compétent

L'information relative aux difficultés éprouvées par la CCSN ainsi que sur les programmes mis en œuvre pour le recrutement et le maintien d'un personnel compétent figure à la section 2.4.

Blanc intentionnel

Article 9 – Responsabilités des titulaires de permis

3.9.1 Principales responsabilités des titulaires de permis et de la CCSN en matière d'amélioration de la sûreté

La philosophie du Canada en matière de réglementation repose sur deux principes de responsabilité :

1. Les titulaires de permis sont directement responsables d'assurer que les activités autorisées qu'ils exercent sont gérées de manière à protéger la santé et la sécurité des personnes, à protéger l'environnement et à respecter les engagements internationaux du Canada concernant l'utilisation pacifique de l'énergie nucléaire.
2. La CCSN est responsable devant le public canadien de la réglementation des titulaires de permis de manière à assurer que ceux-ci s'acquittent bien des responsabilités énoncées ci-dessus.

Les titulaires de permis s'acquittent de leurs responsabilités en :

- appliquant un système d'atténuation des risques associés à l'exploitation des installations;
- développant une culture organisationnelle axée sur l'exploitation sûre des installations;
- établissant et respectant des paramètres d'exploitation sûre des SSC de leurs installations;
- surveillant le rendement du personnel et des installations pour s'assurer que le personnel et les installations respectent les attentes.

La CCSN assume ses responsabilités en :

- établissant un régime réglementaire clair et pragmatique;
- établissant et mettant en œuvre des programmes pour assurer le respect, par les titulaires de permis, des engagements de non-prolifération;
- établissant et appliquant des programmes qui assurent un haut niveau de conformité à la réglementation par les titulaires de permis;
- collaborant efficacement aux niveaux national et international;
- veillant à ce que les parties intéressées comprennent son régime réglementaire.

Voir la section 3.10.2 pour en savoir plus sur la culture organisationnelle et la section 3.12.1 pour en savoir plus sur le rendement humain. Les détails des principales responsabilités et activités des titulaires de permis et de la CCSN figurent dans le deuxième rapport.

3.9.2 Mécanismes utilisés pour maximiser le respect des responsabilités relatives à la sûreté

La CCSN prend des mesures pour maximiser le respect des exigences réglementaires par les titulaires de permis, soit une combinaison d'évaluations réglementaires et d'activités de promotion, de vérification et d'application. Ces activités s'inscrivent dans le régime législatif et réglementaire décrit aux sections 3.7.1 et 3.7.2.

La LSRN prescrit un certain nombre d'autres mesures d'application, y compris les ordonnances et les accusations, auxquelles la CCSN peut recourir au besoin. Dans la plupart des cas, la diffusion des exigences réglementaires et la vérification de la conformité ainsi que le suivi des manquements relevés jusqu'à la résolution suffisent à maximiser la conformité des exploitants aux exigences réglementaires.

Il y a plus d'information à ce sujet dans le deuxième rapport.

Blanc intentionnel

C. Considérations générales de sûreté

Article 10 – Priorité à la sûreté

3.10.1 Principes mettant en évidence le caractère prioritaire de la sûreté

Les principes de sûreté, les principes de sûreté de la conception des installations, les principes de sûreté de l'exploitation et les principes de sûreté liés au contrôle réglementaire sont restés essentiellement les mêmes depuis la publication du deuxième rapport, où ils sont décrits en détail.

3.10.2 Élaboration de la Méthode d'examen de l'organisation et de la gestion

La CCSN a élaboré une démarche objective et systématique appelée Méthode d'examen de l'organisation et de la gestion pour évaluer l'incidence des caractéristiques organisationnelles des titulaires de permis sur leur rendement en matière de sûreté. Pendant la période de référence, elle a appliqué cette méthode à une évaluation de référence du rendement des titulaires de permis en matière de sûreté. Elle a aussi procédé à une réévaluation postérieure d'un titulaire de permis pour vérifier s'il y avait eu amélioration. Ces évaluations ont fourni de l'information sur l'incidence des caractéristiques organisationnelles et de la gestion sur le rendement des titulaires de permis en matière de sûreté. Les résultats obtenus et les résultats d'autres inspections ont permis de brosser un profil plus complet de ce titulaire de permis.

Les données ainsi recueillies et l'analyse continue ont eu pour principal résultat de faire mieux comprendre l'incidence de la culture d'une organisation sur d'autres caractéristiques organisationnelles. Ces travaux ont entraîné le passage d'un cadre d'« organisation et de gestion » à un cadre de « culture de la sûreté », dans laquelle s'inscrivent les modes organisationnels et gestionnels. Des « caractéristiques de la culture de sûreté » ont ensuite été répertoriées à partir d'une analyse en profondeur qui confirmait leur importance dans l'organisation. Ces caractéristiques ont servi ensuite à fixer des objectifs de rendement (ou indicateurs) et des exemples de critères de rendement à satisfaire pour assurer un bon rendement en matière de sûreté. Ce dernier est évalué au moyen d'une comparaison entre, d'une part, les comportements organisationnels (appelés auparavant « dimensions ») découlant des hypothèses sur lesquelles repose l'organisation et, d'autre part, les indicateurs de rendement. S'il n'y a pas correspondance, on étudie les différences afin de prendre des mesures pour améliorer le rendement. La Méthode d'examen de l'organisation et de la gestion continue de fournir à la CCSN les instruments de mesures dont elle a besoin pour étudier ces comportements. Le personnel de la CCSN peut maintenant examiner l'organisation des titulaires de permis sous l'angle des caractéristiques de la culture de sûreté et des indicateurs de rendement connexes.

En mars 2004, la CCSN a organisé un symposium de deux jours sur la culture de sûreté à l'intention des exploitants de centrales nucléaires. L'objectif était de leur faire connaître le cadre conceptuel de la culture de sûreté et de leur donner des exemples concrets de son application sur le terrain. La CCSN a élaboré un guide d'application de la réglementation pour aider les titulaires de permis à s'auto-évaluer et à faire rapport régulièrement de leurs résultats à la CCSN. Celle-ci continuera ses évaluations de la culture de sûreté pendant les périodes d'autorisation. Elle prévoit proposer un atelier de suivi aux titulaires de permis, afin d'améliorer le régime réglementaire relatif à l'évaluation de la culture de sûreté.

3.10.3 Amélioration de la culture de sûreté opérationnelle

Les événements internationaux ont incité les titulaires de permis et la CCSN à veiller de plus près à l'amélioration de la culture de sûreté ainsi qu'à l'influence du rendement humain et organisationnel sur les marges de sûreté.

Dans l'optique des titulaires de permis, l'amélioration de la culture de sûreté est liée à trois autres objectifs d'amélioration, soit l'état physique de la centrale, la planification du travail et le rendement humain (qui sont tous pertinents dans les programmes de gestion de la qualité des titulaires de permis (voir l'annexe 3.14.1)). Un équipement en mauvais état et une planification du travail inefficace peuvent susciter une sorte de nonchalance en matière de sûreté, qui dégénère souvent en une frustration personnelle et la négligence des détails. Un rendement humain insatisfaisant complique davantage la planification du travail et aggrave les effets de la dégradation du matériel. Les efforts d'amélioration des titulaires de permis visent donc à renforcer chaque aspect de l'exploitation de l'installation en concentrant l'attention de la direction sur les trois objectifs d'amélioration.

Plusieurs titulaires de permis ont communiqué à leur personnel et à la CCSN leur culture de sûreté. Les titulaires élaborent des programmes pour améliorer continuellement cette culture. Ces programmes font comprendre au personnel en quoi il contribue à améliorer la sûreté dans les installations et ce que sont les objectifs de rendement à court et à long termes. Les titulaires de permis collaborent entre eux à l'élaboration d'indicateurs généraux à utiliser pour repérer les faiblesses de la culture de sûreté.

Les titulaires de permis participent en outre à l'élaboration de programmes d'auto-évaluation. Ainsi, en réponse à des comportements ayant provoqué un événement extérieur, OPG a procédé à une évaluation de la culture de sûreté relative à l'extérieur des installations. La société a observé les comportements pendant une semaine et comparé les résultats avec une série de caractéristiques prédéterminées de la culture de sûreté. Les équipes d'évaluation regroupaient du personnel d'OPG, des employés d'autres centrales canadiennes et du personnel de centrales situées aux États-Unis.

Les politiques établies définissent un ensemble cohérent de principes et de valeurs que le personnel doit mettre quotidiennement en pratique. Le cadre des méthodes destinées à assurer la sûreté dans les centrales nucléaires n'a pas changé au cours de la période de référence.

Le défi des titulaires de permis consiste maintenant à préserver et améliorer leur culture de sûreté malgré les changements organisationnels qui accompagneront le départ à la retraite des employés expérimentés.

Article 11 – Ressources financières et humaines

3.11.1 Ressources humaines du titulaire de permis pour soutenir la centrale nucléaire pendant toute sa vie utile

Au cours de la période de référence, OPG a entrepris la remise en service des quatre tranches de la centrale nucléaire Pickering-A. Bruce Power a également remis en service deux des quatre tranches de la centrale Bruce-A. Tous deux ont engagé de nouveaux employés pour s'assurer d'avoir suffisamment de ressources humaines.

Tous les titulaires de permis prennent des mesures pour disposer des compétences nécessaires à l'exploitation de leurs centrales. Comme les centrales canadiennes ont été construites au cours d'une même période assez brève, une grande partie de l'effectif initial sera admissible à la retraite d'ici cinq à dix ans. Certains participent donc aux programmes universitaires de génie nucléaire en vue d'accroître le nombre de diplômés prêts à combler les postes qui deviendront vacants à cause des retraites (voir la section 2.4.1). Les titulaires de permis prévoient aussi embaucher des ingénieurs d'expérience pour s'assurer d'avoir les ressources nécessaires. Par exemple, les titulaires de permis ont, entre eux, embauché ces trois dernières années environ 150 ingénieurs, dont la majorité sont de récents diplômés universitaires. Dans les cinq prochaines années, les titulaires de permis prévoient embaucher entre eux environ 100 ingénieurs fraîchement diplômés et 100 ingénieurs d'expérience. Ces mesures de dotation ne feront que contrer la démographie de l'industrie et ne visent qu'à appuyer l'exploitation des installations actuelles. Des plans semblables sont en place pour les ressources affectées aux opérations et à la maintenance.

On s'efforce aussi de gérer la perte de connaissances que pourraient causer les départs à la retraite, ce qui consiste entre autres à refaire la documentation des configurations « idéales » et des paramètres d'exploitation des centrales. Le deuxième rapport donne plus d'information à ce sujet.

3.11.2 Financement des améliorations apportées à la sûreté des centrales nucléaires pendant leur vie utile

Les titulaires de permis continuent de budgéter l'exploitation, la maintenance et l'amélioration des centrales. L'information contenue à ce sujet dans le deuxième rapport reste valide.

3.11.3 Ressources financières pour le déclassé des centrales et la gestion des déchets radioactifs

Les permis obligent (en application du paragraphe 24(5) de la LSRN) les titulaires à constituer des garanties financières couvrant le coût du déclassé des réacteurs nucléaires qu'ils exploitent. Les quatre titulaires du Canada ont choisi différentes méthodes à cet égard, toutes conformes aux prescriptions du guide d'application de la réglementation G-206, *Les garanties financières pour le déclassé des activités autorisées*. Dans chaque cas, les garanties comprennent un accord juridique rendant les fonds accessibles à la CCSN en cas de défaillance de l'exploitant ainsi que des conditions qui s'ajoutent au permis délivré et qui obligent l'exploitant à revoir les plans de déclassé, les évaluations de coûts et les garanties financières périodiquement ou sur demande de l'organisme de réglementation. Ces dernières exigences constituent le moyen de garder les plans de déclassé et les garanties financières à jour et suffisants pour réagir en cas d'événement tel un changement de plan d'exploitation de la centrale, un changement des conditions financières et l'élaboration de plans de gestion à long terme du combustible épuisé en vertu de la *Loi sur les déchets de combustible nucléaire*. Les plans préliminaires de déclassé et les garanties financières d'exécution de ces plans font maintenant partie des conditions associées aux permis d'exploitation (voir la section 3.7.2.2.2).

Par ailleurs, la *Loi sur les déchets de combustible nucléaire* oblige les principaux propriétaires de déchets nucléaires à créer la Société de gestion des déchets nucléaires, qui doit pour sa part recommander une stratégie à long terme de gestion des déchets nucléaires et présenter ces recommandations au ministre des Ressources naturelles du Canada d'ici novembre 2005. La Société de gestion des déchets nucléaires devra ensuite mettre en œuvre la décision que le gouvernement aura prise à ce sujet. La *Loi* oblige aussi les principaux propriétaires de déchets nucléaires à instituer des fonds en fiducie comprenant l'argent nécessaire à la gestion à long terme des déchets de combustible nucléaire. Le solde de ces fonds a été pris en considération dans le calcul du montant des garanties financières exigées par la CCSN.

3.11.4 Incidence de la déréglementation du marché de l'électricité

La déréglementation du marché de l'électricité au Canada, et notamment en Ontario, n'a pas eu d'incidence sur l'exploitation sûre des centrales nucléaires.

En Ontario, la division des installations nucléaires entre OPG et Bruce Power a donné lieu à l'émergence de fournisseurs indépendants de services d'énergie nucléaire. Les deux titulaires de permis ont désormais accès aux connaissances spécialisées et aux ressources qui étaient jusque-là concentrées entre les mains d'un seul exploitant. La section 3.19.6 donne plus de précisions sur ce sujet.

3.11.5 Qualification, formation et recyclage du personnel des centrales nucléaires

Rien n'a changé à ce sujet pendant la période de référence.

3.11.6 Garanties financières opérationnelles

Outre les garanties financières couvrant les coûts du déclassement, la CCSN peut aussi exiger des exploitants qu'ils garantissent financièrement le paiement d'autres coûts si elle considère que les risques financiers et les risques relatifs à la sûreté le justifient. C'est ainsi qu'elle a obligé Bruce Power, seul exploitant privé de réacteurs nucléaires au Canada, à fournir une garantie financière couvrant le coût éventuel d'un arrêt imprévu (coût d'enlèvement du combustible et de la mise d'un réacteur en état d'arrêt garanti) pour parer l'éventualité de pertes de revenus d'exploitation qui laisseraient l'exploitant en difficultés financières. Bruce Power a déposé une proposition en ce sens, qui a été acceptée à l'occasion d'une audience publique de la CCSN en février 2004.

3.11.7 Maintien de la capacité

L'information sur les défis de l'industrie nucléaire et les initiatives lancées pour recruter et conserver un personnel compétent sont traitées en 2.4.4 ci-dessus.

Article 12 – Facteurs humains

3.12.1 Méthodes utilisées pour prévenir, déceler et corriger les erreurs humaines

Les programmes mis en œuvre par les titulaires de permis pour prévenir, déceler et corriger les erreurs humaines sont décrits dans le deuxième rapport. Seuls les changements apportés depuis sont décrits ci-dessous.

Les événements survenus pendant la période de référence montrent bien la nécessité de porter plus attention au rendement humain. C'est pourquoi un programme d'amélioration du rendement humain élaboré à l'intention des exploitants encourage l'évaluation des événements internes et externes ainsi que de l'expérience d'exploitation en vue de résoudre les problèmes avant que des erreurs se produisent.

D'autres améliorations visent les problèmes d'interface homme-machine. La signalisation et l'identification des composantes ont été améliorées et des vérifications indépendantes ont eu lieu afin d'assurer que le personnel de terrain travaille bien sur les bonnes pièces. Ces efforts ont réduit le nombre d'incidents de ce type. Par ailleurs, un système de marquage des travaux en cours a été mis au point et sert, au cours des séances préalables à une tâche, à désigner au personnel les composantes visées.

Enfin, l'accent est mis sur des séances d'information préalables et postérieures aux tâches, au cours desquelles la direction explique le rendement attendu des employés affectés aux tâches et voit pourquoi, dans certains cas, les tâches n'ont pu être exécutées exactement comme on le prévoyait. Ces efforts réduisent la probabilité de situations au cours desquelles le personnel se voit forcé de prendre des décisions sur le terrain.

3.12.2 Gestion et organisation

Le cadre de gestion et d'organisation décrit dans le deuxième rapport est toujours en vigueur.

Les titulaires de permis s'emploient à combler les lacunes mises à jour dans la formation du personnel de direction et poursuivent la formation des cadres inférieurs. Une formation plus poussée est offerte aux cadres supérieurs. Tous ces efforts visent à rehausser la capacité du personnel de direction de fournir orientation et soutien aux employés et à l'entreprise dans son ensemble.

L'évaluation des caractéristiques organisationnelles qui influent sur la culture de l'organisation est traitée en 3.10.2 ci-dessus. Les normes d'assurance de la qualité (AQ) auxquelles renvoient les permis d'exploitation précisent les exigences organisationnelles pour exploiter en toute sûreté les centrales nucléaires (voir l'Annexe 3.14.1, Domaine de sûreté : Gestion, et le tableau A3.14.4.2 de l'Annexe 3.14.4).

3.12.3 Rôle de l'organisme de réglementation et de l'exploitant eu égard au rendement humain

Le titulaire de permis est le premier responsable de l'exploitation en toute sûreté des installations nucléaires. C'est donc aussi lui qui est principalement responsable de gérer le rendement humain (voir les points 3.10.2 et 3.10.3 qui concernent l'amélioration de la culture de sûreté).

Les titulaires de permis s'efforcent d'offrir un milieu d'apprentissage continu de sorte que toutes les questions soulevées soient résolues. Dans cette optique, ils veillent aussi à éviter le blâme. Cette attitude fait en sorte que seules les erreurs humaines flagrantes ou délibérées sont punies, et a pour avantage que les employés signalent plus volontairement les erreurs qu'ils pourraient avoir commises dans le cadre de leurs fonctions.

Autant que possible, les titulaires de permis demandent une vérification indépendante des actions ou une évaluation préalable à la fin des tâches afin de réduire au minimum le risque d'erreur une fois la tâche terminée. C'est une étape essentielle de l'atténuation du risque d'erreurs humaines.

Enfin, la CCSN évalue les efforts déployés par les titulaires de permis pour gérer le rendement humain. Elle évalue les programmes ainsi que les résultats de la mise en œuvre de ces programmes. Elle évalue en outre l'évaluation faite par les titulaires de permis des causes fondamentales des erreurs et les plans d'action dressés pour redresser une situation après un incident d'importance afin d'assurer que les erreurs humaines sont cernées et réglées.

Article 13 – Assurance de la qualité

3.13.1 Politiques d'assurance de la qualité

Au cours de la période de référence, il n'y a pas eu de changement aux politiques d'AQ.

3.13.2 Application des programmes d'AQ au cycle de vie

Les premier et deuxième rapports du Canada contiennent une description détaillée des exigences de la CCSN en matière d'AQ et des programmes mis en œuvre par les titulaires de permis pour les différentes étapes du cycle de vie des centrales nucléaires. Depuis le dernier rapport, aucun changement fondamental n'a eu lieu à cet égard.

3.13.3 Mise en œuvre et évaluation des programmes d'AQ

Un programme d'AQ en matière d'exploitation est un ensemble intégré de processus de gestion nécessaires à l'exploitation sûre d'une centrale qui doivent être documentés au moyen des manuels, politiques, normes et procédures. Tous les permis comportent une condition faisant de la série de normes N286 de l'Association canadienne de normalisation (CSA) l'exigence réglementaire relative aux programmes d'AQ des réacteurs nucléaires. L'information présentée à ce sujet dans le deuxième rapport n'a pratiquement pas changé. Le paragraphe qui suit rend compte de la mise en œuvre et de l'évaluation des programmes d'AQ des titulaires de permis.

Depuis le dernier rapport, les exploitants ont poursuivi l'élaboration et la mise en œuvre de leurs programmes d'AQ. Toutefois, le personnel de la CCSN s'inquiète des mesures prises par trois titulaires de permis relativement aux travaux sur les enveloppes de pression (voir la section 3.14.8 et l'annexe 3.14.4). Pour atténuer les problèmes d'ici que les titulaires de permis visés obtiennent les attestations appropriées, le personnel de la CCSN a limité le pouvoir de ces derniers d'exécuter des travaux sur les enveloppes de pression ou les a obligés à sous-traiter les travaux de fabrication à des entrepreneurs autorisés. Le personnel de la CCSN a procédé à plusieurs inspections de Type I et II au cours de la période de référence. Les résultats ont servi à l'évaluation du contenu et de la mise en œuvre des programmes d'AQ des titulaires de permis. En règle générale, les titulaires de permis ont tenu compte des préoccupations de la CCSN et ont fait des progrès, quoique plus lents que prévu.

Blanc intentionnel

Article 14 – Évaluation et vérification de la sûreté

3.14.0 Généralités

Les centrales nucléaires du Canada font l'objet d'évaluations périodiques et ponctuelles durant tout leur cycle de vie. Les titulaires de permis documentent ces évaluations et les tiennent à jour en fonction de leur expérience d'exploitation et de l'évolution de l'information sur les questions de sûreté. Ces documents sont aussi revus et évalués par la CCSN.

En outre, les titulaires de permis et la CCSN procèdent régulièrement à la vérification de la sûreté au moyen d'analyses, d'activités de surveillance, d'essais et d'inspections, chacun selon son rôle et ses responsabilités, pour s'assurer que l'état matériel et le fonctionnement des installations nucléaires restent conformes aux objectifs et conditions d'exploitation.

3.14.1 Surveillance et évaluation périodique de la sûreté des centrales nucléaires au Canada

3.14.1.1 Processus de délivrance de permis et de conformité appliqués à la surveillance et à l'évaluation périodique de la sûreté

Au Canada, la CCSN délivre actuellement les permis d'exploitation de réacteurs nucléaires (PROL) pour des périodes de plus de deux ans (voir la section 3.7.2.2.3). Cependant, les rapports d'analyse de la sûreté et les études sur la fiabilité des systèmes de sûreté sont examinés régulièrement soit, en général, à une fréquence supérieure à celle du renouvellement des permis d'exploitation. D'ailleurs, la démarche adoptée pour le renouvellement périodique des PROL englobe une gamme exhaustive d'activités importantes pour la sûreté. Ces activités comprennent les évaluations à mi-terme, les vérifications et les évaluations annuelles comparatives multipartites, qui relèvent toutes de l'organisme de réglementation. À cela s'ajoutent les évaluations périodiques, les examens opérationnels journaliers, les vérifications par le personnel des centrales et le personnel de la CCSN, les enseignements tirés de l'expérience d'exploitation et l'évaluation des incidents d'importance pour la sûreté, des facteurs humains ainsi que des modifications. En vertu de la norme S-99 (voir la section 3.7.2.3.3), 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. Certaines situations importantes pour la sûreté font l'objet de bilans spéciaux ou d'inspections circonscrites, lesquels sont souvent suivis de mesures correctives particulières (voir les sections 3.6.3 et 3.19.5), ou de points à régler génériques (PRG, voir la section 3.14.5) dans le cas de problèmes communs à plus d'une centrale nucléaire.

3.14.1.2 Bilans périodiques de sûreté de l'AIEA

Le guide NS-G-2.10 de l'AIEA, *Periodic Safety Review*, prévoit qu'il y aurait, de temps à autre, des bilans exhaustifs de sûreté des centrales nucléaires comparant la situation aux pratiques courantes. Un bilan périodique de sûreté (BPS) est une évaluation exhaustive d'une centrale nucléaire en exploitation visant à déterminer si celle-ci est sûre au sens des normes et pratiques courantes et si les exploitants ont pris les dispositions nécessaires pour maintenir cet état de sûreté.

Pendant la période de référence, la CCSN a établi neuf « domaines de sûreté », chacun englobant un ou plusieurs programmes dont se servent les titulaires de permis et la CCSN pour évaluer la sûreté des centrales nucléaires au Canada. Ces neuf domaines ont été choisis en fonction de leur lien avec les risques découlant de l'exploitation d'une centrale. Le tableau 3.14.1 montre le lien entre les domaines et les programmes de sûreté établis par la CCSN d'une part et les facteurs fondant les bilans périodiques de la sûreté de l'AIEA d'autre part (NS-G-2.10).

Tableau 3.14.1 : Comparaison des domaines et programmes de sûreté de la CCSN et les facteurs de sûreté des BPS de l'AIEA

Domaines de sûreté de la CCSN	Programmes de la CCSN	Facteurs de sûreté du BPS de l'AIEA*
1. Exploitation	1. Organisation et gestion de la centrale 2. Conduite de l'exploitation 3. Santé et sécurité au travail (risques non radiologiques)	Conception de la centrale (facteur 1) État des SSC (2) Rendement en matière de sûreté (8) Organisation et administration (10)
2. Assurance du rendement	1. Gestion de la qualité 2. Facteurs humains 3. Formation	Application de l'expérience d'autres centrales et des résultats de la recherche (9) Organisation et administration (10) Procédures (11) Facteurs humains (12)
3. Conception et analyse	1. Analyse de la sûreté 2. Questions de sûreté 3. Conception	Conception des centrales (1) État des SSC (2) Vieillessement (4) Analyse déterministe de la sûreté (5) Analyse probabiliste de la sûreté (6) Analyse des risques (7) Application de l'expérience d'autres centrales et des résultats de la recherche (9)
4. Aptitude fonctionnelle de l'équipement	1. Maintenance 2. Intégrité structurelle 3. Fiabilité 4. Qualification de l'équipement	État des SSC (2) Qualification de l'équipement (3) Vieillessement (4) Étude probabiliste de la sûreté (6)
5. Préparation aux situations d'urgence	1. Préparation aux situations d'urgence	Planification des mesures d'urgence (13)
6. Protection de l'environnement	1. Systèmes de gestion de l'environnement 2. Surveillance des effluents et de l'environnement	Rendement en matière de sûreté (8) Répercussions environnementales d'origine radiologique (14)
7. Radioprotection	1. Exposition du personnel 2. Gestion des déchets de la centrale	Rendement en matière de sûreté (8)
8. Sécurité des sites	1. Sécurité sur le site	
9. Garanties	1. Garanties	

* Les facteurs « radioprotection », « assurance de la qualité » et « culture de sûreté », pris individuellement, ne sont pas considérés comme des facteurs indépendants puisqu'ils devraient faire partie intégrante de chaque activité susceptible d'influer sur la sûreté.

Les actuels bilans de sûreté d'exploitation entrepris en vertu des processus canadiens de délivrance de permis et de conformité (décrits à la section 3.14.1.1) sont en quelque sorte l'équivalent des objectifs de tous les facteurs de sûreté énumérés dans le guide des BPS de l'AIEA. Il s'en trouve d'autres exemples dans les sections 3.14.1.3 à 3.14.1.6 et à l'annexe 3.14.1, qui renseignent sur le rendement en regard des facteurs de sûreté des BPS de l'AIEA en ce qui concerne la remise en service de la tranche 4 de Pickering-A, des tranches 3 et 4 de Bruce-A ainsi que la réfection des réacteurs de Gentilly-2 et de Point Lepreau.

Actuellement, le personnel de la CCSN et les exploitants de centrales nucléaires au Canada discutent de la nécessité et des mérites des BPS relativement à l'évaluation de la performance des centrales nucléaires canadiennes. Ces discussions pourraient déboucher sur des recommandations vers la fin de 2004. Si la CCSN décide d'utiliser les BPS, il faudra probablement au moins cinq ans pour les produire et les mettre en œuvre au Canada. Si le recours aux BPS est écarté, il faudra tout de même modifier les processus de délivrance de permis et de conformité pour combler toute lacune que pourrait révéler la comparaison de ces processus et des objectifs des BPS de l'AIEA.

3.14.1.3 Redémarrage de Pickering-A

La portée des travaux requis dans le cadre du redémarrage de toutes les tranches de Pickering-A est décrite dans le 2^e rapport canadien. Les efforts comprennent notamment :

- amélioration de l'équipement de détection, d'extinction et de prévention des incendies;
- résistance améliorée aux séismes (voir paragraphe 2.3 pour de plus amples renseignements);
- remise à neuf et remplacement des génératrices de secours et des condenseurs dans le but de réduire les incidences environnementales.
- achèvement d'un programme de formation exhaustif sur les systèmes nouveaux ou mis à niveau.

Le 4 mai 2003, les travaux relatifs au redémarrage de la tranche 4 de Pickering-A ont pris fin. La CCSN a approuvé le retrait de l'EAG du réacteur et l'augmentation de la puissance à moins de 1 % de la pleine puissance. Afin d'obtenir une approbation relative au dépassement de 1 % de la pleine puissance, OPG a dû mettre en service et à l'essai les systèmes de sûreté et les systèmes liés à la sûreté. Des approbations additionnelles ont été requises pour dépasser 5 %, 30 % et 60 % de la puissance du réacteur. Ces approbations ont été obtenues au cours de l'année 2003, et le redémarrage de la tranche 4 a pris fin le 25 septembre 2003 avec une déclaration voulant que la tranche était disponible pour l'opérateur de réseau et qu'il pouvait procéder à la répartition.

Le gouvernement de l'Ontario a lancé deux évaluations indépendantes d'OPG et du redémarrage de Pickering-A durant la période du rapport. La première évaluation portait sur la gestion du projet de redémarrage, qui dépassait le coût initial et les estimations de l'échéancier. Ce rapport conclut que le cadre de gestion nécessaire pour un projet de cette envergure n'avait pas été établi, que la portée des travaux et les coûts n'avaient pas été entièrement évalués, et qu'en outre les efforts requis pour terminer les travaux avaient été sous-estimés. OPG a tenu compte de ces résultats dans son projet de redémarrage. La deuxième évaluation indépendante tentait de déterminer si le projet de redémarrage devrait continuer. Cette évaluation a recommandé que les efforts de redémarrage relatifs à la tranche 1 continuent, et qu'ensuite la décision du redémarrage concernant les tranches 2 et 3 soit fondée sur la performance obtenue pour les tranches 4 et 1.

L'annexe 3.14.1 compare les facteurs de sûreté du bilan périodique de la sûreté (BPS) de l'AIEA et les exigences de la CCSN avec les activités liées au redémarrage de Pickering-A.

3.14.1.4 Redémarrage de Bruce-A

En novembre 2001, Bruce Power a terminé son évaluation intitulée : « *Bruce-A Basis for Return to Service* ». Cette évaluation portait sur des questions environnementales, des initiatives du programme d'amélioration, des améliorations de la sûreté nucléaire, des engagements et des obligations sur le plan réglementaire et des améliorations de l'état du matériel de la centrale dans l'optique de remettre en état les tranches 3 et 4 afin de les exploiter de manière sûre, fiable et en conformité avec les exigences réglementaires jusqu'à la fin de leur vie utile (c'est-à-dire six ans et treize ans de plus respectivement). L'évaluation prévoit qu'il n'y aura pas de chargement de combustible dans les tranches 1 et 2.

En réalisant cette évaluation exhaustive, Bruce Power a examiné les rapports antérieurs et actuels sur la sûreté ainsi que l'évaluation sismique et l'étude probabiliste de la sûreté (EPS) en cours relatives à Bruce-A. Bruce Power a alors comparé ces évaluations aux facteurs de sûreté du BPS (bilan périodique de la sûreté) de l'AIEA (voir annexe 3.14.1). Bruce Power a conclu que les tranches 3 et 4 de Bruce-A pourraient être exploitées de manière sûre, fiable et en conformité avec les exigences réglementaires jusqu'à la fin de leur vie utile suite à l'achèvement des travaux du projet de redémarrage, qui comprenaient :

- mise à niveau des systèmes de détection et d'extinction des incendies;
- conception et construction d'une nouvelle zone de contrôle secondaire;
- mise à niveau des génératrices de secours;
- améliorations du système de détection du système d'arrêt d'urgence numéro un;
- améliorations de l'approvisionnement en air du sas du confinement de la pression négative.

3.14.1.5 Remise à neuf de Gentilly-2

Hydro-Québec (HQ) a commencé à effectuer un examen de la sûreté dans le cadre du projet de remise à neuf de Gentilly-2. HQ a également effectué un examen de la conformité de la centrale avec les codes et normes en vigueur, et a en outre comparé les scénarios envisagés dans le rapport de sûreté avec les documents d'application de la réglementation en vigueur. Des études se rapportant aux sujets suivants ont également été terminées :

- évaluation de l'état des SSC;
- détermination des mises à niveau à apporter aux systèmes d'arrêt;
- changements possibles à apporter concernant l'éjection des tubes de force;
- améliorations à apporter à la marge de sous-refroidissement du modérateur;
- détermination des changements requis pour réduire la non-disponibilité éventuelle du SRUC;
- examen de Gentilly-2 comparativement à l'EPS générique des CANDU 6.

L'annexe 3.14.1 compare les facteurs de sûreté du BPS de l'AIEA et les exigences de la CCSN avec les activités liées à la remise à neuf du réacteur de Gentilly-2.

3.14.1.6 Remise à neuf de Point Lepreau

En vue de la remise à neuf de Point Lepreau, la CEN N.-B. a procédé à un bilan intégré de sûreté afin de comparer l'état de l'installation sur le plan de la sûreté et les programmes et processus d'examen de la sûreté en cours aux exigences et attentes associées aux BPS de l'AIEA (voir l'annexe 3.14.1). La méthode employée pour ce bilan a été mise au point en 2001; le bilan s'est déroulé de la fin de 2001 au début de 2003 et les résultats ont été publiés en juin 2003.

La CEN N.-B. a aussi entrepris un projet qui comprend l'élaboration d'un processus de gestion opérationnelle fondée sur le risque et la reconstitution du dimensionnement des systèmes de sûreté les plus importants, ainsi que l'établissement de paramètres d'exploitation sûre plus exhaustifs.

3.14.2 Études probabilistes de la sûreté

Le recours aux EPS par les exploitants et la participation de la CCSN sont traités en 2.5 ci-dessus.

3.14.3 Modifications de conception

En vertu des PROL, les titulaires de permis sont tenus d'établir des méthodes de modification de la conception qui sont conformes aux normes de la CSA. Depuis le dernier rapport, des améliorations ont été

apportées à ces processus, en réponse aux difficultés relevées et à l'expérience d'exploitation. L'annexe 3.14.1 fournit plus de détail sur ce sujet.

3.14.4 Contôle et approbation des changements

Les permis délivrés par la CCSN exigent l'examen et l'approbation des changements apportés aux SSC liés à la sûreté, à la documentation et aux limites d'exploitation et autres documents spécifiés. La CCSN peut donc vérifier toute modification proposée aux SSC ainsi qu'aux procédures et limites d'exploitation susceptible de réduire les marges de sûreté courantes et convenues au moment de la délivrance du permis.

Toujours dans le but de réglementer en fonction du risque, la CCSN a prévenu les titulaires de permis que ses examens et autorisations ne visaient que les projets de modifications susceptibles de réduire les marges de sûreté. Les modifications qui contribuent à la sûreté peuvent être apportées sans autorisation préalable de la CCSN. L'organisme a aussi avisé les titulaires de permis qu'il leur appartient de déterminer si la modification proposée risque de réduire les marges de sûreté. Pour s'assurer du bien-fondé des décisions prises, la CCSN a évalué le processus de contrôle des changements que les titulaires de permis ont mis en œuvre. Avant cet avis de la CCSN, les titulaires de permis soumettaient pratiquement tous leurs projets de modification à la CCSN, qui déterminait s'il lui fallait les autoriser ou non. L'organisme et les titulaires de permis considèrent que ce changement accroît l'efficacité du régime réglementaire.

3.14.5 Points à régler génériques

Le rôle et les objectifs des points à régler génériques (PRG) sont décrits en détail dans le deuxième rapport. Les points visés par les PRG ouverts et ceux qui ont été clos récemment sont énumérés à l'annexe 3.14.2.

Le programme des PRG a aidé à concentrer les activités de réglementation sur des questions complexes de sûreté. Plusieurs PRG obligent les titulaires de permis à démontrer le degré de certitude et de prudence qu'ils appliquent dans leurs analyses des accidents de dimensionnement. Le programme des PRG permet à la CCSN d'orienter dans une certaine mesure la recherche que font les titulaires de permis sur la sûreté des réacteurs nucléaires. De nombreux PRG ont contribué à faire mieux comprendre les questions de sûreté et d'autres ont débouché sur la modification des procédures, de l'équipement et des analyses dans les centrales nucléaires du Canada.

3.14.6 Vieillessement – Gestion de la vie utile des centrales – L'exemple de Point Lepreau

La gestion du vieillissement des SSC des centrales nucléaires du Canada est abordée dans la section 2.6, qui traite des programmes de gestion de la durée de vie (GDV) des centrales. La présente section donne l'exemple de Point Lepreau pour illustrer la mise en œuvre d'un programme de GDV.

Le processus de GDV de Point Lepreau a été mis au point à partir des pratiques courantes prescrites par les documents et rapports techniques de l'AIEA sur la sûreté et la gestion du vieillissement, le programme de surveillance de l'état des systèmes de la CEN N.-B., les programmes d'EACL concernant la gestion du cycle de vie des centrales CANDU et les méthodes d'étude de la durée de vie utile. Le processus de GDV de la CEN N.-B., lancé et documenté à la fin de 2001, expose la méthode d'élaboration de programmes de surveillance propres à certains systèmes et à certaines composantes. Ce processus comprend les points suivants :

- dresser la liste des SSC essentiels (tubes de force, conduites d'alimentation, générateurs de vapeur et soupapes).
- comprendre les caractéristiques de leur vieillissement;
- déceler les effets du vieillissement;

- évaluer les mécanismes de dégradation et le pronostic;
- évaluer l'obsolescence;
- recommander des mesures de surveillance et d'atténuation proactives;
- faire rapport de l'évaluation de la vie utile et d'autres évaluations de GDV;
- déterminer les activités de GDV et, au besoin, modifier d'autres programmes relatifs à la centrale;
- mettre à jour les rapports de GDV en fonction de l'expérience d'exploitation;
- faire un bilan périodique du processus de GDV.

À la fin de 2001, sept des dix-neuf études de GDV recommandées avaient été faites et sept autres étaient en cours. Les études terminées portaient sur divers aspects du réacteur et des structures de confinement, les générateurs de vapeur, les canaux de combustible, la tuyauterie nucléaire et conventionnelle et les appuis.

3.14.7 Changements résultant de la surveillance et de l'évaluation de la sûreté dans les centrales nucléaires

L'annexe 3.14.3 énumère quelques importantes mesures réglementaires et conditions associées aux permis ainsi que des activités connexes entreprises par les titulaires de permis en réponse à ces mesures réglementaires.

3.14.8 Sommaire des fiches de rendement de la CCSN sur les programmes et le rendement des centrales nucléaires

Le personnel de la CCSN évalue séparément le contenu et la mise en œuvre des programmes des titulaires de permis, en fonction de cinq cotes de rendement par rapport à neuf domaines de sûreté. L'annexe 3.14.4 fournit plus d'information sur les domaines de sûreté et les cotes d'évaluation ainsi que leur signification. On y trouve aussi un sommaire de l'évaluation du contenu et de la mise en œuvre des programmes des titulaires de permis de 2001 à 2003.

Article 15 – Radioprotection

3.15.0 Généralités

Le deuxième rapport du Canada décrit très bien les lois, règlements et exigences relatifs à la radioprotection et les mesures prises au Canada pour maintenir les doses de rayonnement aux travailleurs et aux membres du public au niveau le plus faible qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre. Les sections suivantes renseignent sur les changements apportés depuis.

3.15.1 Limites de dose

Depuis le deuxième rapport, les doses n'ont pas dépassé les limites fixées par la réglementation dans aucune des centrales nucléaires du Canada. Les indicateurs de rendement des titulaires de permis en matière de radioprotection montrent une amélioration à cet égard. Ces indicateurs, qui mesurent la radioprotection dont bénéficient les travailleurs, comprennent l'exposition collective aux rayonnements, les incidents à signaler en matière de radioprotection et les incidents de contamination individuelle. Chaque année, les titulaires de permis fixent des objectifs de dose rigoureux, en fonction des activités et arrêts prévus pour une année. Étant donné ces activités, les objectifs et la dose varient d'année en année. Les doses reçues par les travailleurs des centrales nucléaires du Canada sont indiquées à l'annexe 3.15.1.

3.15.2 Application du principe ALARA

ALARA signifie en anglais *As Low As Reasonably Achievable*, soit « le plus faible qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre », en tenant compte des facteurs sociaux et économiques. Les titulaires de permis appliquent des stratégies ALARA exhaustives pour réduire au minimum les doses des travailleurs. Trois de ces stratégies sont décrites ci-dessous.

a) Permis d'exposition

En vertu de ce système, des permis sont préparés et autorisés à l'avance par la section ALARA d'une centrale nucléaire au regard de tous les travaux prévus en milieu radioactif. D'autres permis sont préparés au besoin pour les travaux urgents. Ils aident à surveiller les doses en rendant possible le suivi de ces dernières par tâche, permettant d'aborder la radioprotection au cours de séances d'information préalables aux travaux, de réduire la probabilité d'expositions imprévues au-delà des niveaux d'enquête, et de faciliter les bilans ALARA postérieurs aux tâches très dangereuses ou assorties de très fortes doses.

b) Réduction de la quantité de tritium aéroporté

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, l'amélioration de l'état matériel du système de dessiccation et, pour certains titulaires de permis, l'ajout d'un déshumidificateur à la prise d'air des bâtiments où se trouvent les réacteurs, l'installation d'appareils de mesure du tritium dans les zones à risque, une formation sur les dangers potentiels du tritium et la détritiation des stocks d'eau lourde. La majorité des doses découlant du tritium aéroporté viennent du circuit caloporteur primaire, dont la température et la pression sont supérieures à celles du circuit modérateur.

c) Programme de réduction des termes sources

Pour peu que 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 caloporteur.

3.15.3 Activités de réglementation et radioprotection

Les activités de réglementation relatives à la radioprotection n'ont pas changé pendant la période de référence.

3.15.4 Surveillance radiologique de l'environnement

Le fonctionnement et la maintenance des réacteurs en temps normal produisent un peu de radioactivité. Les titulaires de permis surveillent les émissions aéroportées de tritium, d'iode, de gaz rares, de carbone-14 et de particules, ainsi que les rejets de tritium, de carbone-14 et de radioactivité brute sous forme d'effluents liquides. La CCSN limite la quantité de substances radioactives qui peuvent être rejetées avec les effluents. Ces limites viennent de la limite de la dose au public et sont appelées « limites opérationnelles dérivées » (LOD). Toutes les centrales nucléaires du Canada sauf une ont des LOD fondées sur la plus récente limite de dose du public (2000) de 1 mSv. L'exception est la centrale nucléaire Gentilly-2, dont les LOD sont fondées sur la limite de dose du public précédente, qui était de 5 mSv. Des LOD plus récentes seront établies très bientôt. Tous les titulaires de permis ont des émissions équivalant à environ 1 % des LOD de tous les rejets radiologiques dans l'air sur une base annuelle. En plus de mesurer directement les rejets de substances radioactives, un programme de surveillance radiologique de l'environnement permet de mesurer la radioactivité à proximité des installations, dans l'air et dans les substances que la population consomme et avec lesquelles elle entre en contact. Cette information sert à déterminer les doses du public au-delà du fond naturel de rayonnement dans la zone entourant les installations.

Enfin, Santé Canada (SC) applique des programmes de surveillance autour de toutes les centrales nucléaires, programmes décrits dans les premier et deuxième rapports du Canada. Actuellement, le Réseau national de surveillance radiologique de SC mesure le rayonnement gamma ambiant sur 35 sites, les aérosols radioactifs sur 26 sites et le tritium atmosphérique sur 14 sites. SC s'emploie aussi à installer un réseau de détecteurs de rayonnement autour des installations nucléaires et dans certaines agglomérations régionales. Ces détecteurs permettront de mesurer pratiquement en temps réel les doses au public venant des rayons gamma atmosphériques et d'effectuer des analyses spectrales. Grâce à ces analyses, il sera possible de distinguer le rayonnement naturel des isotopes artificiels. Les détecteurs serviront à mesurer les rejets quotidiens des installations nucléaires et à évaluer la dose au public en cas d'accident nucléaire ou radiologique. Une fois prêt, le réseau comptera plus de 50 détecteurs, et sera appelé « réseau de surveillance statique ».

3.15.5 Rejet de substances radioactives

L'annexe 3.15.2 présentent les rejets d'effluents gazeux et liquides des centrales nucléaires de 2001 à 2003. Au cours de la période de référence, les rejets de toutes les centrales nucléaires sont restés à environ 1 % des LOD.

3.15.6 Activités de réglementation et rejets de substances radioactives

Le deuxième rapport du Canada contient des renseignements détaillés sur les activités de réglementation au regard des rejets de substances radiologiques et de la protection de l'environnement.

Article 16 – Préparation aux situations d’urgence

3.16.0 Généralités

Au Canada, les divers ordres de gouvernement et les titulaires de permis se partagent les responsabilités pour la préparation aux situations d’urgence et l’intervention en cas d’urgence. La planification des mesures d’urgence s’applique aux situations d’urgence sur le site et hors site. Les plans d’urgence sur le site sont une condition du permis délivré par la CCSN et relèvent des titulaires de permis. Les plans hors site relèvent principalement des provinces et des municipalités désignées ainsi que des titulaires de permis. Santé Canada (SC) est le principal ministère fédéral responsable du Plan fédéral en cas d’urgence nucléaire; il coordonne la préparation du gouvernement fédéral en cas d’urgence nucléaire au Canada et à l’étranger ainsi que l’intervention du gouvernement fédéral en pareil cas.

Les sections 16.1 à 16.4 du deuxième rapport du Canada décrivent en profondeur les exigences législatives et réglementaires, les mesures de mise en œuvre, la formation et les exercices ainsi que les accords internationaux en matière de préparation aux situations d’urgence. Toutefois, depuis la publication du deuxième rapport, et surtout depuis le 11 septembre 2001, tous les paliers de gouvernement ont réévalué les structures, plans et procédures existants, ce qui a donné lieu à des mesures de sécurité accrues et à de nouvelles initiatives décrites ci-dessous.

3.16.1 Nouveau ministère fédéral – Sécurité publique et Protection civile Canada

Le gouvernement du Canada a créé en décembre 2003 le ministère de la Sécurité publique et de la Protection civile du Canada (SPPCC) pour intégrer en un seul portefeuille l’essentiel des activités destinées à assurer la sécurité des Canadiens en cas d’urgence non radiologique ou nucléaire. L’infrastructure essentielle du Canada a été définie comme étant les installations matérielles et les installations de technologie de l’information, ainsi que les réseaux et biens dont la perturbation ou la destruction aurait de graves répercussions sur la santé, la sécurité et le bien-être économique des Canadiens. Les réacteurs et les technologies nucléaires font partie de cette infrastructure essentielle.

Le Bureau de la protection des infrastructures essentielles et de la protection civile (BPIEPC) et d’autres organisations ont été intégrées à SPPCC pour accroître la responsabilité du gouvernement à l’égard de tous les Canadiens et améliorer les communications entre les organisations et les liens avec les réseaux provinciaux et territoriaux de préparation aux situations d’urgence.

3.16.2 Préparation aux urgences et intervention en cas d’urgence nationale

Pendant la période de référence, le Plan fédéral en cas d’urgence nucléaire (PFUN) a été revu et distribué aux intervenants nationaux et provinciaux.

En vertu de son rôle directeur à l’égard du PFUN, SC s’emploie à mettre en œuvre de nouveaux outils de gestion de l’information en matière de préparation aux situations d’urgence et d’intervention. L’un des principaux volets de cette initiative est la mise en œuvre du système danois d’appui aux décisions – le système ARGOS – pour urgences radiologiques et nucléaires. SC a travaillé en étroite collaboration avec Environnement Canada pour améliorer les fonctions de modélisation météorologique et atmosphérique du Canada et les rendre accessibles, en temps réel, au système ARGOS. ARGOS Canada servira à intégrer les données techniques globales et à bâtir des modèles de doses pour l’évaluation des conséquences éventuelles des accidents radiologiques ou nucléaires.

Afin d’améliorer la diffusion des données sur les événements géographiquement dispersés, SC s’emploie aussi à mettre en œuvre un système d’information géographique sur le Web, dont les partenaires du

gouvernement fédéral en matière d'intervention en cas d'urgence se serviront pour transmettre rapidement de l'information et gérer les communications essentielles sur les urgences entre les centres d'opérations d'urgence.

3.16.3 Mise à jour des plans provinciaux d'urgence nucléaire

3.16.3.1 Ontario

Au cours de la période de référence, le service de Gestion des situations d'urgence de l'Ontario (GSUO) a entrepris une refonte de ses plans, fondée sur les meilleures pratiques internationales :

1. Modification des lois, des politiques et du cadre opérationnel de sorte que les programmes et plans ne soient plus facultatifs mais bien obligatoires.
2. Renforcement du processus de reddition de comptes aux paliers municipal et provincial.
3. Établissement et mise en œuvre de programmes et de plans de gestion des urgences assortis d'un calendrier bien défini comportant trois degrés de préparation et trois seuils d'intervention : essentiel, accru et exhaustif.
4. Intégration de l'évaluation des dangers et des risques au processus de planification.
5. Élargissement de la démarche de gestion de la préparation et de l'intervention à l'atténuation, à la prévention et au rétablissement, dans la lignée des meilleures pratiques internationales.
6. Accroissement substantiel de la capacité de GSUO d'intervenir en cas d'urgences étendues, prolongées et complexes. L'effectif de l'organisation a été doublé, celle-ci a été restructurée et il y a maintenant des agents et des gestionnaires en fonction vingt-quatre heures par jour et sept jours par semaine.
7. Consultations approfondies et fréquentes des communautés du nucléaire, des responsables d'installations nucléaires et d'autres parties intéressées dans le but d'améliorer les plans et procédures actuels de gestion des urgences hors sites (y compris l'alerte au public, l'utilisation des comprimés d'iodure de potassium, la stratégie d'évacuation et les procédures d'avis).

3.16.3.2 Québec

Au Québec, c'est l'Organisation de la sécurité civile du Québec (OSCQ) qui est principalement responsable de la planification des mesures d'urgence et de l'intervention en cas de dangers, quels qu'ils soient, y compris les urgences nucléaires hors sites. Le volet nucléaire du plan de l'OSCQ est décrit dans un document intitulé *Plan des mesures d'urgence nucléaire externe à la centrale nucléaire Gentilly-2* (PMUNE-G2), conforme à la *Loi sur la sécurité civile* de la province. Le PMUNE-G2 définit clairement les responsabilités des organismes gouvernementaux en cas d'urgence nucléaire à Gentilly-2, de même que les objectifs qui consistent à réduire les conséquences au minimum, à protéger le public et à 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 revus et c'est cette nouvelle version qui est actuellement mise en œuvre. Le processus a commencé par une importante campagne d'information sur la prévention et la distribution de comprimés d'iodure de potassium aux résidents et aux travailleurs de la zone de planification d'urgence (ZPU) dans un rayon de 8 kilomètres autour de la centrale nucléaire Gentilly-2. Cette campagne d'information visait aussi les citoyens vivant dans la zone de planification d'urgence

pour l'exposition par ingestion, laquelle couvre un rayon de 70 kilomètres autour de Gentilly-2. Le Québec a acquis un équipement spécial de détection et d'analyse permettant de déterminer l'intervention appropriée. Un site Web a aussi été établi pour les membres du grand public qui souhaitent se renseigner sur les urgences nucléaires (www.urgencenucleaire.qc.ca).

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 l'intervention en cas d'accident à Gentilly-2. Ainsi, le chef de quart de Gentilly-2 détermine et déclare le niveau approprié d'alerte au rayonnement. En cas d'alerte de site ou d'alerte générale, il informe la Direction générale de la sécurité civile et de la sécurité incendie du ministère de la Sécurité publique du Québec. Selon la nature de l'urgence, l'OSCQ reste en état d'alerte ou déclenche une intervention d'urgence hors site, conformément au PMUNE-G2. Dans le cadre de cette intervention, l'OSCQ ouvre le centre d'opérations qui coordonne l'action des partenaires, et notamment les communications et l'information au public. Le centre émet les avis de sécurité nécessaires au public (par exemple, confinement ou évacuation), répond aux demandes d'information des médias et coordonne l'administration des mesures de protection. Il reste en communication avec le personnel de Gentilly-2 et avec Santé Canada, qui est responsable du PFUN.

3.16.3.3 Nouveau-Brunswick

Depuis le dernier rapport, le gouvernement du Nouveau-Brunswick a regroupé les responsabilités relatives à la sûreté et à la sécurité publiques au sein du ministère de la Sécurité publique.

La province a lancé l'Initiative en matière de sécurité et d'urgences, qui s'étend à dix secteurs d'activité, dont l'un est la préparation aux urgences nucléaires. En voici les principaux points :

1. Améliorer la prévention, la préparation et l'intervention pour tous les types de dangers, et intégrer le dispositif de gestion des crises et de leurs conséquences en vertu d'un système unique de gestion des urgences.
2. 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.
3. Actualiser et renforcer le potentiel opérationnel du Centre mixte des opérations 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.
4. Élaborer une stratégie de formation et d'exercice relative aux principaux scénarios, dont l'intervention en cas d'urgence nucléaire, de sorte que l'organisation provinciale d'intervention en cas d'urgence soit mise à l'essai tous les ans plutôt que tous les trois ans comme c'était le cas jusqu'ici.
5. Refaire les stocks de comprimés d'iode de potassium, mettre à jour l'information sur la population de la zone de planification d'urgence et améliorer les réseaux de communication reliant le Centre d'urgence hors site et le Centre mixte des opérations d'urgence.

3.16.4 Formation et exercices

3.16.4.1 Ateliers de gestion des urgences nucléaires

La CCSN a organisé trois ateliers animés par SC, SPPCC et elle-même, sur la gestion des urgences nucléaires, de novembre 2002 à février 2003. Les participants invités représentaient les organisations

responsables de la gestion des urgences des principales installations nucléaires de l'Ontario, du Québec et du Nouveau-Brunswick.

L'objectif des ateliers était de renforcer les programmes de gestion des urgences nucléaires au Canada en favorisant le réseautage et les discussions entre tous les paliers ainsi qu'en étudiant les pratiques exemplaires, les forces, les problèmes et les améliorations possibles. Quelque 200 personnes ont participé et ont apprécié cette occasion unique de discuter et d'en apprendre plus sur les plans, pratiques exemplaires, rôles et responsabilités ainsi que d'envisager les améliorations possibles.

Les conclusions globales sont les suivantes. Il faut continuer :

- de faciliter l'expansion du réseau de gestion des urgences nucléaires et la résolution des problèmes à tous les niveaux;
- d'améliorer le financement et accroître les ressources affectées à la préparation des mesures d'urgence hors sites;
- de rehausser la qualité de la participation des autorités compétentes;
- d'élaborer d'autres mesures réglementaires;
- de finaliser et publier les lignes directrices sur la préparation des mesures d'urgence et sur l'intervention en cas d'urgence hors site;
- d'encourager l'évaluation et l'amélioration continue;
- d'élaborer des lignes directrices sur le rétablissement;
- de surveiller les progrès au regard de la résolution des problèmes.

Un rapport a été publié et distribué à tous les participants ainsi qu'aux organisations responsables de la gestion des urgences nucléaires. À titre de principal responsable du PFUN, SC a pris la direction de cette initiative et dressera un plan de suivi.

3.16.4.2 Exercices

Les exercices d'urgence font partie des formations destinées à améliorer la capacité des personnes visées à intervenir en cas d'urgence et à protéger la santé et la sécurité publiques en cas d'accident dans une centrale nucléaire ou toute autre installation nucléaire autorisée. Ils servent à renseigner les diverses organisations pour que toutes les mesures d'intervention soient coordonnées et diffusées de manière efficace.

En mai 2003, la CCSN et ses partenaires fédéraux ont participé à l'exercice TOPOFF2, conçu pour la formation des principaux responsables désignés dans les plans nationaux du Canada et des États-Unis. En août 2003, la CCSN et ses partenaires provinciaux et fédéraux ont mis en pratique leurs méthodes d'intervention d'urgence interne et nationale en collaboration avec OMU N.-B. et CEN N.-B., d'après un scénario de tremblement de terre et d'accident dû à la perte de réfrigérant primaire (APRP) à la centrale nucléaire Point Lepreau. Quatre exercices ont eu lieu en octobre 2003. Le premier était une simulation d'un incident de sécurité à la centrale nucléaire de Pickering. Dans le deuxième cas, la CCSN et ses partenaires fédéraux ont participé à un exercice en milieu réel au cours duquel des intervenants experts ont cherché des sources radioactives dans un environnement contrôlé pour ensuite les en retirer. Enfin, la CCSN a participé à deux exercices aux centrales de Pickering et de Bruce-A. Il s'agissait d'exercices de grande envergure faisant appel à des représentants des titulaires de permis et des gouvernements fédéral, provincial et municipaux. En novembre 2003, la CCSN et SC ont participé à l'exercice Convex-2A de l'AIEA. Comme chaque année, la CCSN a participé à des manœuvres d'urgence avec les titulaires de permis pour s'assurer que les voies de communication sont bien en place et prêtes à servir. À la même époque, les ministères fédéraux ont participé à des exercices d'urgence nucléaire organisés par les provinces et axés sur les urgences dans les centrales nucléaires afin d'évaluer l'efficacité du transfert d'information et le déploiement des ressources fédérales.

3.16.5 Intervention en cas d'urgence – Perte d'alimentation en électricité (panne) du 14 août 2003

La perte d'alimentation en électricité qui a touché l'Ontario et le nord-est des États-Unis et l'intervention subséquente des centrales nucléaires sont décrites en détail à la section 3.19.5.1 du présent rapport. Les paragraphes ci-dessous décrivent l'incidence de l'événement sur les capacités d'intervention de la CCSN et des titulaires de permis.

Les centrales Gentilly-2 et Point Lepreau n'ont pas été touchées.

En Ontario, OPG et Bruce Power ont mis en œuvre un processus conforme aux procédures établies et aux règlements pour reprendre les activités. Les deux sociétés ont adopté une démarche prudente, accordant la priorité absolue à la sûreté. GSUO est intervenue et la province de l'Ontario a déclaré l'état d'urgence. Les fonctions relatives à la sûreté ont été accomplies avec efficacité et les centrales nucléaires mises hors circuit ont été maintenues en état d'arrêt jusqu'à leur remise en service. Celle-ci a eu lieu conformément aux politiques et principes d'exploitation à chaque centrale. Trois réacteurs de Bruce-B et un réacteur de Darlington ont été resynchronisés avec le réseau dans les six heures suivant l'événement. Les trois autres réacteurs de Darlington ont été reconnectés les 17 et 18 août. Les réacteurs 5, 6 et 8 de Pickering-B et le réacteur 6 de Bruce-B ont été remis en service entre le 22 et le 25 août.

Le centre des opérations d'urgence de la CCSN fonctionne grâce au réseau d'électricité publique; au moment de la panne, il a éprouvé des difficultés d'alimentation. Toutefois, les bureaux d'un autre organisme fédéral dotés d'une alimentation de secours auraient pu prendre la relève au besoin. Le personnel de la CCSN a suivi la situation et établi un lien de communication avec les titulaires de permis et l'organisme américain de réglementation nucléaire (US Nuclear Regulatory Commission). Malgré la panne qui compliquait les communications, la CCSN a pu obtenir de l'information essentielle sur les centrales touchées.

Blanc intentionnel

D. Sûreté des installations

Article 17 – Choix de l’emplacement

3.17.1 Exigences réglementaires, processus de délivrance de permis et mesures de mise en œuvre relativement au choix de l’emplacement

Le premier rapport du Canada décrit en détail le processus de délivrance de permis relativement au choix de l’emplacement, y compris les exigences réglementaires, les critères relatifs à la sûreté de l’emplacement et des alentours, les mesures de mise en œuvre et les accords avec les pays voisins. Une partie de cette information est reprise à l’annexe 17.1 du deuxième rapport du Canada.

Blanc intentionnel

Article 18 – Conception et construction

3.18.1 Lois, règlements et exigences concernant la conception et la construction des centrales nucléaires

La conception et la construction des centrales nucléaires au Canada sont conformes aux lois, règlements, exigences et normes nationaux et internationaux. Elles respectent aussi d'autres exigences des gouvernements municipaux ainsi que les normes de plusieurs secteurs industriels. Les deux premiers rapports du Canada contiennent beaucoup d'information sur ce sujet ainsi que sur l'évolution de la conception et de la construction des centrales nucléaires du type CANDU.

Blanc intentionnel

Article 19 – Exploitation

3.19.1 Lois, règlements et exigences régissant l'exploitation des centrales nucléaires au Canada

Les lois, règlements et exigences régissant l'exploitation des centrales nucléaires n'ont pratiquement pas changé depuis le dernier rapport. La seule modification apportée est décrite en 3.7.1.1.

3.19.2 Autorisation initiale pour l'exploitation d'une centrale nucléaire

Les exigences relatives au choix de l'emplacement, à la construction et à la mise en service n'ont pas changé depuis la publication du deuxième rapport du Canada. Aucun permis initial n'a été délivré pendant la période de référence.

3.19.3 Limites et conditions d'exploitation

L'information figurant dans le deuxième rapport du Canada est toujours valide. Toutefois, le chapitre 4 du présent rapport présente de nouvelles initiatives envisagées par les titulaires de permis et la CCSN.

3.19.4 Maintenance, inspection et mise à l'essai des centrales nucléaires

Les programmes et procédures suivis par les titulaires de permis pour l'exploitation, la maintenance, l'inspection et la mise à l'essai n'ont pas changé par rapport aux descriptions du deuxième rapport du Canada.

3.19.5 Intervention en cas d'incidents ou d'accidents d'exploitation

3.19.5.0 Généralités

Les éléments fondamentaux des procédures d'intervention des titulaires de permis en cas de situations et d'événements prévisibles sont restés les mêmes, compte tenu toutefois de quelques ajustements par suite de la publication, en 2003, de la norme S-99 de la CCSN (voir la section 3.7.2.3.3). En règle générale et suivant la description du deuxième rapport du Canada, les titulaires de permis ont élaboré et mettent toujours en œuvre des procédures pour composer avec les situations, événements et accidents d'exploitation. Ces procédures comprennent la détermination des causes fondamentales et l'application de mesures correctives appropriées à la situation. La section 3.6.3 donne des exemples d'événements et de mesures prises par les titulaires de permis et la CCSN. Un autre exemple, celui de la perte d'alimentation en électricité le 14 août 2003 en Ontario et dans le nord-est des États-Unis, est décrit en détail dans les paragraphes qui suivent.

3.19.5.1 Perte de l'alimentation en électricité (panne) du 14 août 2003

Les gouvernements du Canada et des États-Unis ont participé à un groupe de travail mixte chargé d'enquêter sur les causes de la panne de courant du 14 août 2003 en Ontario et dans le nord-est des États-Unis. Le Groupe a conclu entre autres qu'aucune des centrales nucléaires des deux pays n'avait provoqué la panne du réseau ni contribué à sa propagation. Il a également conclu que les fonctions de sûreté ont été accomplies et que les centrales nucléaires touchées par la panne ont été maintenues dans un état d'arrêt sûr jusqu'à leur remise en service. Le rapport du Groupe de travail Canada—États-Unis sur la panne de courant peut être consulté à http://www.nrcan.gc.ca/media/docs/final/finalrep_f.htm.

Voici un résumé des effets de la perte du réseau de distribution d'électricité du 14 août 2003 sur les installations nucléaires canadiennes.

a) Pickering-A et Pickering-B

Lorsque la panne est survenue, la tranche 4 de Pickering-A fonctionnait à faible puissance et était préparée de manière à être synchronisée au réseau pour la première fois depuis son redémarrage. Le réacteur a été automatiquement mis à l'arrêt en raison du faible débit et de la faible pression du circuit caloporteur. Les tranches 1, 2 et 3 de Pickering-A étaient à l'EAG.

Pour ce qui concerne Pickering-B, la panne du réseau a provoqué l'arrêt des générateurs de turbine dans les tranches 5 et 6, ce qui a entraîné la mise à l'arrêt de ces deux tranches. Le réacteur de la tranche 8 a effectué automatiquement un recul de puissance et a été stabilisé manuellement à un niveau de puissance de 20 % avant d'effectuer un autre recul de puissance à 2 %. Le réacteur s'est par la suite arrêté à cause de la faible pression dans les conduites d'alimentation des générateurs de vapeur du SAU#1, en raison d'une disparité de puissance entre le réacteur et la turbine. La tranche 7 venait de subir un entretien prévu et fonctionnait à une puissance de 0,09 % au moment de la panne, et a été mise à l'arrêt manuellement conformément aux procédures. Pour ce qui est des tranches 5 et 6, la panne a donné lieu à une perte de circulation forcée dans le circuit caloporteur alors que les tranches fonctionnaient à puissance élevée (la tranche 8 a été en mesure de réduire sa puissance à moins de 2 % avant de perdre la circulation forcée).

Le système de refroidissement d'urgence du coeur (SRUC) à haute pression, qui est commun à Pickering-A et à Pickering-B, n'a pas été disponible pendant 5,5 heures à cause de la perte d'alimentation électrique des pompes haute pression. En outre, la restauration du système d'eau de service haute pression d'urgence pour toutes les tranches de Pickering-B a été retardée à cause de la faible pression d'aspiration des pompes de l'eau de service haute pression d'urgence. Pendant ce temps, il n'y avait pas d'eau du réseau d'extinction d'incendie disponible à Pickering-B. Une intervention manuelle de l'opérateur a été requise pour remettre en service certaines pompes. Les génératrices de secours ont démarré automatiquement et ont fourni les charges de catégorie III requises. Toutes les tranches de Pickering ont été refroidies et dépressurisées dans les 12 heures qui ont suivi, puis ont été placées à l'EAG.

Par la suite, la CCSN a effectué une inspection circonscrite de certains aspects spécifiques ainsi que des analyses des titulaires de permis liées à la panne du réseau électrique survenue à la centrale nucléaire de Pickering. L'événement a démontré que certaines des hypothèses relatives à la conception et à l'exploitation pouvaient être compromises par un tel événement. En ce sens, la CCSN a demandé que OPG identifie les changements à apporter à la conception, aux analyses, aux essais et à l'entretien de la centrale pour éviter que se produisent à nouveau les résultats observés. La CCSN a également déterminé que la réponse de Pickering-B face à la perte du réseau justifiait que l'on signale l'événement à l'AIEA et la cote 2 de l'échelle de gravité des incidents nucléaires (INES) a été attribuée à l'événement.

b) Darlington

Suite à la panne du réseau, les tranches 1 et 2 ont automatiquement réduit leur puissance au moment de la « baisse de charge ». Les opérateurs de la salle de commande ont effectué les vérifications requises des systèmes et ont déterminé que l'on pouvait de manière sûre placer les tranches en « mode de prévention de l'empoisonnement ». Cela permet aux tranches de retourner rapidement à la puissance, au besoin. Cependant, les superviseurs de quart n'ont pas été en mesure d'effectuer les vérifications requises en temps opportun, et les tranches ont été mises à l'arrêt manuellement. La tranche 3 a automatiquement réduit la puissance au moment de la « baisse de charge ». Les superviseurs de quart ont été en mesure de terminer les vérifications indépendantes des systèmes pour cette tranche, et le réacteur a été placé en « mode de prévention de l'empoisonnement ». La tranche 4 a automatiquement réduit sa puissance au moment de la « baisse de charge » et a été mise à l'arrêt manuellement par la suite en raison de la

défaillance de certains indicateurs de systèmes. Les quatre génératrices de secours de la centrale ont démarré automatiquement lorsque la panne est survenue. Deux d'entre elles ont été utilisées pour alimenter la centrale en électricité de catégorie III, et les deux autres ont été laissées en attente et disponibles, mais non branchées. La tranche 3 a par la suite été raccordée au réseau.

c) Bruce-A

Au moment de l'événement, les tranches 3 et 4 n'avaient pas encore été raccordées au réseau. Ces deux tranches ont été arrêtées manuellement en suivant les procédures d'exploitation en cas d'événement de perte de puissance de catégorie IV. Le SAU#1 a été rétabli de nouveau dans les deux tranches lorsque l'alimentation de la centrale électrique a été stabilisée. Le système de transfert d'urgence a fonctionné comme prévu et les génératrices de secours de catégorie III ont fourni les charges électriques de la centrale. Les nouvelles génératrices diesel qualifiées ont reçu un signal de démarrage et ont été disponibles pour fournir des charges d'urgence au besoin. Les tranches 1 et 2 étaient libres de combustible au moment de l'événement.

d) Bruce-B

Suite à la panne du réseau, la puissance des quatre tranches de Bruce-B a été réduite automatiquement. La tranche 6 a subi un arrêt automatique, alors que les barres de compensation étaient retirées dans le but de compenser l'accumulation de xénon dans le réacteur. L'une des barres de compensation n'a pas pu être retirée automatiquement du cœur à cause de la défaillance d'un indicateur de position. Les tranches 5, 7 et 8 ont été synchronisées au réseau dès que celui-ci est devenu disponible.

e) Point Lepreau

Un renversement important du courant sur une interconnexion entre la Nouvelle-Angleterre et le Nouveau-Brunswick s'est produit lors de la panne. La puissance de Point Lepreau a baissé rapidement d'environ 140 MW pour s'ajuster à la demande. La centrale est demeurée opérationnelle, fournissant des charges au Nouveau-Brunswick. La centrale a fonctionné en mode veilleuse pendant plusieurs heures.

f) Gentilly-2

Le réseau de HQ n'a pas été touché et Gentilly-2 a continué d'être exploitée normalement.

3.19.6 Soutien en génie et en technique

Compte tenu de l'évolution de la situation en Ontario, et particulièrement du transfert de la responsabilité de l'exploitation des réacteurs de Bruce à la société Bruce Power, OPG a entrepris de sous-traiter des activités complémentaires. En 2001, les services de technologie de l'information et certaines activités de recherche et développement ont été confiées à des fournisseurs de services externes. C'est ainsi qu'en 2002, OPG a vendu sa division d'analyse de la sûreté nucléaire à la société Nuclear Safety Solutions Limited (NSS). NSS a acquis les ressources et la technologie nécessaires pour fournir les services d'analyse de la sûreté à OPG, Bruce Power et d'autres clients.

3.19.7 Rapports sur les incidents importants du point de vue de la sûreté

En 2003, la CCSN a instauré une norme révisée (S-99) sur les rapports à soumettre concernant les situations et les incidents d'exploitation (voir la section 3.7.2.3.3). Les titulaires de permis ont donc modifié leurs procédures en conséquence et continuent de faire rapport à la CCSN de toutes les situations d'importance sur le plan de la sûreté en temps opportun, conformément aux exigences de la norme S-99.

Celle-ci exige aussi la présentation de rapports périodiques sur les situations moins importantes, dont les effets cumulatifs peuvent indiquer de nouveaux problèmes de rendement.

3.19.8 Programmes de collecte et d'analyse des données sur l'expérience d'exploitation

Les programmes pertinents, décrits dans le deuxième rapport du Canada, sont demeurés inchangés. Il s'agit du système d'information sur l'expérience d'exploitation commun aux titulaires de permis du Canada et au GPC et de la participation des titulaires de permis et de la CCSN à l'échange de données avec d'autres organisations nationales et internationales. Les principales sources d'information sur l'expérience d'exploitation restent les rapports préparés par les titulaires de permis en vertu de la norme S-99 de la CCSN (voir les sections 3.7.2.3.3 et 3.19.5) et certaines sources internationales comme le système de rapports d'incidents et l'Association mondiale des exploitants de centrales nucléaires (WANO) (voir la section 3.6.3). Les titulaires de permis et la CCSN continuent de relever et de traiter les questions suscitées par l'expérience d'exploitation, les événements, les inspections et les indicateurs de rendement. Comme l'indiquent les sections 3.7.2.3.2 et 3.14.8, la CCSN évalue le rendement des titulaires de permis et publie des fiches de rendement trimestrielles en plus d'un rapport annuel.

3.19.9 Production minimale de déchets radioactifs

Tous les titulaires de permis continuent de réduire au minimum la quantité de déchets radioactifs produits par leurs réacteurs nucléaires. La section 19.2.8 du deuxième rapport du Canada sur la sûreté nucléaire et la section 8.4 du premier rapport du Canada pour la Convention commune de l'AIEA sur la sûreté de la gestion du combustible irradié et sur la sûreté de la gestion des déchets radioactifs contiennent de l'information à ce sujet et renvoient à l'ébauche de la politique P-290 de la CCSN, *Gestion des déchets radioactifs* (tous ces documents se trouvent sur le site Web de la CCSN, dont l'adresse figure à l'annexe 1.1).

4. MESURES PRÉVUES POUR AMÉLIORER LA SÛRETÉ

4.0 Généralités

Un certain nombre de difficultés (énumérées ci-dessous) ont surgi pendant la période de référence et chaque fois, la CCSN et les titulaires de permis ont agi au bon moment, de sorte que la sûreté de l'exploitation des centrales nucléaires n'a jamais été compromise. Toutefois, ces difficultés ont donné lieu à plusieurs activités visant à accroître l'efficacité et l'efficience des activités des titulaires de permis, à améliorer le régime de réglementation de la CCSN et à composer avec des questions particulières qui appelaient l'application de mesures à moyen et à long termes pour trouver une solution permanente. Les sections ci-dessous rappellent quelques-unes de ces difficultés.

4.1 Décisions et affectation des ressources fondées sur l'évaluation du risque à la CCSN

La CCSN s'emploie à élaborer un processus fondé sur le risque qui sous-tendra l'affectation des ressources et la prise de décisions.

Les neuf « domaines de sûreté » désignés par la CCSN sont un exemple d'application de l'approche fondée sur le risque. La section 3.14.1.2 établit un lien entre ces domaines de sûreté et les éléments du bilan périodique de la sûreté de l'AIEA.

Autre exemple : le programme de conformité fondé sur le risque, en vertu duquel les activités de promotion, de vérification et d'application sont adaptées au rendement du titulaire de permis en matière de respect de la réglementation. La fréquence des inspections est proportionnelle au risque que présentent les programmes et activités du titulaire de permis. Les résultats des rapports d'inspection de la CCSN servent à évaluer le rendement du titulaire (voir la section 3.7.2.3.2) et à déterminer la nécessité d'autres mesures réglementaires. Les résultats des évaluations du rendement du titulaire de permis par la CCSN sont résumés en une « fiche de rendement » (voir la section 3.14.8) reproduite sur le site Web de la CCSN (adresse à l'annexe 1.1). Si l'évaluation révèle des lacunes, des objectifs d'amélioration sont fixés et des mesures de réglementation sont mises en œuvre dans le but de voir s'améliorer le rendement du titulaire à l'égard des domaines de sûreté pertinents.

Outre le programme de conformité fondé sur le risque, la CCSN et l'industrie nucléaire au Canada envisagent les initiatives suivantes :

- élaborer une méthode rigoureuse d'analyse coûts-avantages;
- élaborer une norme d'application des études probabilistes de sûreté (S-294);
- mettre en œuvre une norme de fiabilité (S-98);
- envisager des critères de délivrance de permis concernant les réacteurs CANDU en fonction de l'importance des risques;
- élaborer des activités de maintenance fondées sur le risque;
- élaborer des spécifications pour les paramètres d'exploitation sûre;
- revoir la norme d'analyse de la sûreté;
- élaborer des programmes de gestion des accidents graves pour chaque titulaire de permis;
- revoir l'approche de classification des composants sous pression;
- raffiner le processus de détermination de l'importance d'un événement en fonction du risque.

4.2 Initiative visant à restaurer les marges pour les accidents graves de perte de réfrigérant primaire

4.2.1 Demandes de la CCSN et réponses des titulaires de permis

La CCSN a demandé que tous les titulaires de permis mettent en oeuvre des mesures visant à restaurer et à améliorer les marges de sûreté pour les APRP graves. Les démarches adoptées par les différentes compagnies d'électricité varient selon chaque situation et comprennent notamment :

- optimisation des limites et conditions opérationnelles;
- perfectionnement des outils d'analyse de la sûreté et des méthodes (en particulier, élaboration d'une méthode de la meilleure estimation possible et des incertitudes, décrite au paragraphe 4.2.2);
- examens expérimentaux approfondis visant à mieux valider les outils utilisés dans l'analyse des accidents;
- mise en oeuvre de changements apportés à la conception (le plus important étant la nouvelle conception de combustible décrite au paragraphe 4.2.3);
- élaboration d'une méthode d'autorisation à risque intégré ayant pour but de démontrer que le risque global n'est pas affecté de manière importante par les découvertes récentes;
- mise en oeuvre de stratégies de gestion des accidents comme outil servant à régler les risques résiduels.

Bon nombre de ces activités nécessitent des efforts importants et sont nouvelles. Il est probable que ces activités soient appliquées de manière continue pendant plusieurs années avant que les avantages pour la sûreté se concrétisent.

4.2.2 Analyse de la meilleure estimation et des incertitudes

Les titulaires de permis canadiens ont mis au point une nouvelle méthode d'analyse appelée « méthode de la meilleure estimation et des incertitudes » (méthode BEAU, de l'anglais *Best Estimate and Uncertainty*) pour améliorer leur analyse déterministe de la sûreté. L'objectif de l'élaboration de la méthode BEAU consiste à démontrer l'existence de marges de sûreté plus grandes, comparativement aux marges produites par la méthode d'analyse déterministe de la sûreté prudente utilisée pour les événement de référence, comme les APRP graves et les accidents de perte de débit. Cette méthode d'analyse suppose des conditions initiales et des conditions limites plus réalistes avec toutes les incertitudes (associées à des hypothèses, des modèles et des programmes de thermo-hydraulique et de physique) définies à un niveau de confiance élevé. La méthode BEAU n'est pas considérée comme étant un outil d'autorisation. Cependant, après la résolution de certaines questions d'incertitudes et de validation, et à mesure que la méthode fait ses preuves et acquiert une certaine reconnaissance auprès de l'organisme de réglementation et des titulaires de permis, la méthode BEAU pourrait être utilisée comme outil d'analyse de la sûreté destiné à l'autorisation. Un projet pilote BEAU pour la centrale nucléaire de Darlington a pris fin en mars 2003. Des développements additionnels relatifs au projet BEAU sont presque achevés.

4.2.3 Combustible à faible coefficient de vide

Pour restaurer la marge de sûreté en cas d'APRP grave, Bruce Power est en train d'évaluer un combustible à faible coefficient de vide. La conception de ce combustible est bien établie, mais la concentration de poison consommable et l'enrichissement doivent encore être optimisés. Un dossier de sûreté relatif à une irradiation de démonstration est en cours d'élaboration et un dossier de sûreté pour le chargement du coeur entier est prévu.

4.3 Gestion des accidents graves

En janvier 2002, l'industrie canadienne a pris des mesures pour créer le Groupe de travail sur les accidents graves, coordonné par le GPC, dont les objectifs sont de formuler des dispositions efficaces de gestion des accidents graves (GAG) et d'élaborer des stratégies complétant les procédures d'exploitation d'urgence.

La CCSN s'emploie actuellement à élaborer un guide d'application de la réglementation sur les programmes de GAG touchant les réacteurs nucléaires et a demandé aux titulaires de permis de mettre en œuvre des programmes formels en ce sens pour réduire au minimum le risque que présentent les accidents graves. La CCSN estime prudent de fournir aux exploitants des centrales des capacités améliorées en matière de procédures pour surveiller les progrès et réduire au minimum les répercussions des accidents graves.

Le programme de GAG ajoutera une protection supplémentaire contre les répercussions des accidents qui débordent les événements prévus par le dimensionnement du réacteur. Les programmes de GAG sont envisagés de sorte que le personnel responsable de la gestion des accidents soit suffisamment préparé à prendre des mesures efficaces sur les lieux. Aussi, la capacité des systèmes des réacteurs et des centrales de réagir à des accidents graves sera évaluée et améliorée au besoin. Le programme de GAG tiendra compte de la conception du réacteur, en particulier sa puissance et les systèmes de protection disponibles, ainsi que du risque que présentent les accidents graves touchant un réacteur donné. Dans la mesure du possible, les programmes GAG tiennent compte du cadre des procédures d'exploitation d'urgence et des mesures de préparation aux situations d'urgence déjà en place.

4.4 Futures exigences relatives à la délivrance de permis

4.4.1 Opérateurs nucléaires autorisés

Dans toutes les centrales à tranches multiples, un opérateur nucléaire autorisé devra être affecté directement aux panneaux de commande de chaque tranche d'ici une date déterminée pour que soient respectés les engagements pris par les titulaires de permis en 2001. L'affectation du personnel dans les centrales à tranches multiples sera ainsi compatible avec les règles qui régissent les centrales à réacteur unique au Canada ainsi qu'avec la pratique internationale.

4.4.2 Programmes de fiabilité pour les centrales nucléaires

La norme d'application de la réglementation S-98, *Programmes de fiabilité pour les centrales nucléaires*, sera intégrée aux PROL d'ici une date donnée. La norme décrit les exigences régissant les programmes de fiabilité pour les systèmes des centrales qui ont une forte incidence sur la sûreté.

4.5 Transfert aux titulaires de permis des examens d'accréditation de leur personnel

Pour améliorer l'efficacité de la réglementation en matière de formation et de qualification du personnel d'exploitation des centrales nucléaires, la CCSN a décidé de ne plus administrer directement les examens des opérateurs de réacteurs et des chefs de quarts, mais de se fier aux programmes de formation et aux examens d'accréditation des titulaires de permis, censés assurer la compétence des candidats avant leur accréditation initiale. La CCSN continuera toutefois d'accréditer les opérateurs et chefs d'équipe en application de la LSRN et du *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I*. La CCSN tirera les certitudes nécessaires à l'accréditation du régime réglementaire de surveillance des processus de formation et d'examen des titulaires de permis et d'une combinaison d'activités d'information et de conformité.

4.6 Projet des paramètres d'exploitation sûre

OPG et Bruce Power continuent de travailler à la préparation de documents sur les exigences relatives à la sûreté des activités. Les deux sociétés procèdent en outre à une analyse des écarts pour que l'actuelle documentation de la conformité (PPE, manuel sur les défaillances, etc.) soit conforme à ces exigences. Les écarts sont traités au moyen des processus habituels de changement, tels le contrôle des modifications techniques, la révision des documents et la mise à jour des rapports d'analyse de sûreté. Aucun écart important n'a été trouvé.

4.7 Critères de délivrance de permis concernant les nouveaux réacteurs

La CCSN a amorcé la production d'un document sur les critères de délivrance de permis qui servira à évaluer la possibilité d'autoriser de nouveaux réacteurs au Canada. Les principaux objectifs du projet sont :

- de rapprocher les exigences en vigueur au Canada de la pratique internationale;
- d'adopter un mode de délivrance de permis qui soit plus axé sur la connaissance du risque.

Le projet comporte également l'étude des pratiques actuelles de l'organisme de réglementation et des exploitants au Canada et est lié à d'autres projets de la CCSN. Le document sur les critères de délivrance de permis sera appliqué en premier lieu au réacteur CANDU avancé conçu par EACL.

ANNEXES

Blanc intentionnel

Annexe 1.1 : Liste des sites Web pertinents

Organisation	Site
Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA)	http://www-ns.iaea.org/nusafe/s_conv/s_conv.htm
Bruce Power Inc.	http://www.brucepower.com/brucepower/
CANTEACH	http://canteach.candu.org
Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN)	http://www.suretenucleaire.gc.ca
Corporation d'énergie nucléaire du Nouveau-Brunswick (CEN N.-B.)	http://www.nbpower.com
Énergie atomique du Canada limitée (EAEL)	http://www.aecl.ca/
Groupe des propriétaires de CANDU (GPC)	http://www.candu.org
Hydro-Québec (HQ)	http://www.hydroquebec.com/
Ontario Power Generation (OPG)	http://www.opg.com
Réseau d'excellence universitaire en génie nucléaire (UNENE)	http://www.unene.com
Ressources naturelles Canada (RNCAN)	http://www.nrcan-rncan.gc.ca
Santé Canada (SC)	http://www.hc-sc.gc.ca

Blanc intentionnel

Annexe 3.6.1 : Liste et état des réacteurs nucléaires au Canada

Réacteur ¹	Titulaire du permis ²	Capacité brute MW(e)	Début de la construction	Première criticité	État
Bruce-A, tranche 1	BP	904	1 ^{er} juin 1971	17 déc. 1976	Libre de combustible : 31 déc. 1997
Bruce-A, tranche 2	BP	904	1 ^{er} déc. 1970	27 juillet 1976	Libre de combustible : 8 oct. 1995
Bruce-A, tranche 3	BP	904	1 ^{er} juillet 1972	28 nov. 1977	Remis en service : criticité – 8 déc. 2003; synchronisé avec le réseau : 8 janv. 2004.
Bruce-A, tranche 4	BP	904	1 ^{er} sept. 1972	10 déc. 1978	Remis en service : criticité – 30 août 2003; synchronisé avec le réseau : 7 oct. 2003.
Bruce-B, tranche 5	BP	915	1 ^{er} juillet 1978	15 nov. 1984	En service
Bruce-B, tranche 6	BP	915	1 ^{er} janv. 1978	29 mai 1984	En service
Bruce-B, tranche 7	BP	915	1 ^{er} mai 1979	7 janvier 1987	En service
Bruce-B, tranche 8	BP	915	1 ^{er} août 1979	15 fév. 1987	En service
Darlington, tranche 1	OPG	935	1 ^{er} avril 1982	29 oct. 1990	En service
Darlington, tranche 2	OPG	935	1 ^{er} sept. 1981	5 nov. 1989	En service
Darlington, tranche 3	OPG	935	1 ^{er} sept. 1984	9 nov. 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 sept. 1982	En service
Pickering-A, tranche 1	OPG	542	1 ^{er} juin 1966	25 fév. 1971	EAG ³ : 31 déc. 1997
Pickering-A, tranche 2	OPG	542	1 ^{er} sept. 1966	15 sept. 1971	EAG ³ : 31 déc. 1997
Pickering-A, tranche 3	OPG	542	1 ^{er} déc. 1967	24 avril 1972	EAG ³ : 31 déc. 1997
Pickering-A, tranche 4	OPG	542	1 ^{er} mai 1968	16 mai 1973	Remis en service : criticité –6 juil. 2003; synchronisé avec le réseau : 25 sept. 2003
Pickering-B, tranche 5	OPG	540	1 ^{er} nov. 1974	23 oct. 1982	En service
Pickering-B, tranche 6	OPG	540	1 ^{er} oct. 1975	15 oct. 1983	En service
Pickering-B, tranche 7	OPG	540	1 ^{er} mars 1976	22 oct. 1984	En service
Pickering-B, tranche 8	OPG	540	1 ^{er} sept. 1976	17 déc. 1985	En service
Point Lepreau	CEN N.-B.	680	1 ^{er} mai 1975	25 juillet 1982	En srrervice

1. Tous les réacteurs en service sont des réacteurs à eau lourde sous pression.
2. BP = Bruce Power Inc.; OPG = Ontario Power Generation Inc.; HQ = Hydro-Québec; CEN N.-B. = Corporation d'énergie nucléaire du Nouveau-Brunswick.
3. Placé en EAG. Travaux de réfection en cours.

Blanc intentionnel

Annexe 3.6.2 : Exemples d'enseignements et de mesures correctives résultant des événements et de l'expérience d'exploitation sur les scènes nationale et internationale

Événement ou expérience d'exploitation	Exemples d'enseignements ou de mesures correctives
Perte de réglage durant le démarrage à Quinshan (Chine)	<ul style="list-style-type: none"> • S'assurer que les modes de défaillance du système de réglage du réacteur ne causeront pas d'augmentation de puissance. • S'assurer que les renseignements d'expérience d'exploitation obtenus auprès des opérateurs de CANDU 6 sont partagés et que les modifications sont mises en oeuvre.
Fiabilité de l'alimentation de secours (WANO-SOER 2002-2)	<ul style="list-style-type: none"> • Examiner la conception pour déterminer les points faibles du système d'alimentation électrique d'urgence. • Examiner les pratiques d'exploitation et d'entretien pour déterminer les points faibles. • Examiner les procédés de modification en ce qui a trait à l'examen indépendant et la vérification, les exigences de qualité relatives au nouvel équipement et nouveaux composants, les mises à jour opportunes des documents/dessins/procédures, et les essais après modification. • Examiner les pratiques en matière de surveillance de la performance pour assurer la surveillance de la détérioration. • Examiner les pratiques d'essai afin de s'assurer qu'elles sont représentatives des conditions réelles et de s'assurer que l'équipement est vérifié de manière appropriée. • Examiner les pratiques d'entretien à la fois pour le personnel à contrat et le personnel des centrales nucléaires.
Détérioration du couvercle de la cuve sous pression du réacteur à la centrale nucléaire Davis-Besse (États-Unis) (WANO-SOER 2003-2)	<ul style="list-style-type: none"> • Étude de cas de la centrale Davis-Besse avec tous les gestionnaires et superviseurs. • Réalisation d'une auto-évaluation en vue de déterminer dans quelle mesure l'organisation respecte la sûreté nucléaire et de s'assurer que la sûreté nucléaire n'est pas compromise par les priorités associées à la production. • Identifier et documenter les conditions de centrale anormales ou les indications qui ne peuvent pas être expliquées directement. Effectuer un suivi avec enquête sur les causes, et déterminer les mesures correctrices. S'assurer que les cadres supérieurs sont conscients de ces conditions.
Débris générés par un APRP identifiés à Barsebäck (Suède)	<ul style="list-style-type: none"> • Une conception de crépines à ailettes a été élaborée par EAAC; il s'agit d'une crépine compacte à grande surface. • Les nouvelles crépines sont de conception modulaire et sont qualifiées sur le plan sismique et environnemental. • Le remplacement des crépines a été complété à Pickering-A, à Pickering-B, à Point Lepreau et à Gentilly-2. Le remplacement à Darlington a été complété en 2003. On a estimé que des crépines à ailettes n'étaient pas nécessaires à Bruce. Les crépines de Bruce-A ont été modifiées pour augmenter la surface des crépines à boîtes originales. Bruce-B a ajouté des crépines additionnelles plus grossières servant à enlever les gros débris, mais n'a pas modifié les boîtes originales.

Événement ou expérience d'exploitation	Exemples d'enseignements ou de mesures correctives
	<ul style="list-style-type: none"> • La mise en place des modifications apportées aux crépines à tous les sites a été (ou sera) vérifiée par le personnel de la CCSN.
Travailleurs oeuvrant dans la mauvaise tranche à la centrale nucléaire de Darlington (Canada)	<p>En octobre 2001, deux travailleurs ont commencé à effectuer des travaux sur le mauvais équipement dans la mauvaise tranche, ce qui a causé un arrêt du groupe turbo-alternateur, ainsi qu'une réduction automatique de la puissance du réacteur.</p> <p>En réponse à l'événement, des mesures additionnelles ont été établies, telles que des améliorations pour ce qui est de l'identification des tranches grâce à un code de couleur, des améliorations à l'étape de vérification de l'équipement pour s'assurer que le bon composant a été identifié et l'établissement d'un processus visant à étiqueter l'équipement avant et pendant les travaux d'entretien.</p> <p>Cet événement, ainsi que des événements semblables, ont mis en lumière également la nécessité de se concentrer sur la performance humaine. Des programmes ont été établis dans le but de surveiller et d'évaluer la performance humaine et d'élaborer des améliorations systématiques en vue de régler les questions identifiées. Le programme de mesures correctrices a également été amélioré de manière à inclure l'évaluation des causes liées à la performance humaine lors des événements.</p> <p>Les initiatives et le fait de se concentrer sur la performance humaine ont permis d'améliorer l'exploitation sûre des installations.</p>
Orifices d'aération laissés ouverts par temps froid, ce qui a affecté d'autres systèmes à Pickering-B (Canada)	<p>Le 27 janvier 2003, le personnel d'exploitation de Pickering-B a ouvert des panneaux d'aération à cause d'un rejet potentiel d'hydrogène gazeux dans le bâtiment turbine. L'air très froid ce jour-là a compromis le fonctionnement normal des panneaux, ce qui a obligé le personnel à les fermer manuellement. Un certain nombre d'autres systèmes dans la centrale ont également été touchés par l'air froid. OPG a examiné cet événement afin de prendre les mesures correctrices qui s'imposent dans le but d'éviter que cet événement ne se produise à nouveau.</p>
Panne du réseau électrique survenue le 14 août 2003, au Canada	<p>Une description détaillée de l'événement, ainsi que la réponse de l'industrie et de la CCSN figurent aux paragraphes 3.16.5 et 3.19.5.1 du présent rapport. L'incident survenu à la centrale de Pickering-B a été coté au niveau 2 sur l'échelle internationale des incidents nucléaires (INES, de l'anglais <i>International Nuclear Event Scale</i>).</p>

Annexe 3.14.1 : Alignement des activités de redémarrage et de remise à neuf de certaines centrales nucléaires canadiennes sur les exigences générales de délivrance de permis du Canada et les facteurs de sûreté des bilans de sûreté périodiques de l'AIEA

Facteur du BPS selon AIEA NS-G-2.10	Exigence générale de délivrance de permis	Remise en service de Pickering-A	Remise en service de Bruce-A	Réfection de Point Lepreau (PL)	Réfection de Gentilly-2 (G2)
Domaine de sûreté : CENTRALE					
<p>Facteur de sûreté 1 : conception de la centrale</p> <p>Évaluer l'aptitude fonctionnelle de la conception de la centrale et de la documentation connexe en regard des normes et pratiques internationales.</p>	<p>Les permis d'exploitation des réacteurs nucléaires (PROL) exigent que toute modification d'un équipement de sûreté ou d'un équipement connexe pouvant créer un danger ou un risque différent ou plus probable que ce que prévoyait la conception initiale soit approuvée par la CCSN.</p> <p>Les titulaires de permis sont aussi tenus d'appliquer des programmes d'AQ qui garantissent en permanence que la conception de la centrale n'est pas modifiée et est bien documentée.</p>	<p>OPG a étudié la centrale en regard des codes et normes actuels dans le cadre d'une évaluation qui a permis de déterminer les travaux à faire pour remettre Pickering-A en service.</p> <p>On s'est efforcé de combler les lacunes de la gestion de la configuration de la centrale au cours de la remise en service. Tous les changements à la conception ont été l'objet d'un contrôle des modifications techniques.</p> <p>OPG a également entrepris un projet d'amélioration de la gestion de la configuration. Les améliorations déjà apportées au processus ont été mises en œuvre à Pickering-A.</p>	<p>Bruce-A a été conçue et construite en fonction des codes, normes et règlements des années 60 et 70. Bruce Power a évalué la conception de la centrale en regard des codes, normes et règlements actuels en vue de sa remise en service, c'est-à-dire :</p> <ul style="list-style-type: none"> • Normes de la série N de la CSA • <i>Code national du bâtiment du Canada</i> • Documents d'application de la réglementation et documents de consultation pertinents de la CCSN • Série « Sûreté » de l'AIEA (ex. : INSAG-8) 	<p>EACL a entrepris un bilan de la configuration de PL pour le compte de la CEN N.-B. en regard des codes et normes courants en 2000. Grâce au programme d'analyse de la sûreté et à l'examen des problèmes des exploitants nucléaires mis au jour par l'expérience d'exploitation qu'effectuent en permanence la CEN N.-B., la configuration de la centrale en matière de sûreté respecte les normes actuelles du Canada et de la communauté internationale. Un projet de gestion de la configuration et l'élaboration de documents sur les processus essentiels font en sorte que la conception et la configuration de la centrale restent adéquates.</p>	<p>Un examen de la conception de G2 en regard des codes, normes et pratiques a été mené à bien en 2002. Les programmes en place font en sorte que la conception de G2 sur le plan de la sûreté reste conforme aux normes nationales et internationales. Un projet de gestion de la configuration est en cours.</p>

Facteur du BPS selon AIEA NS-G-2.10	Exigence générale de délivrance de permis	Remise en service de Pickering-A	Remise en service de Bruce-A	Réfection de Point Lepreau (PL)	Réfection de Gentilly-2 (G2)
<p>Facteur de sûreté 2 : état réel des systèmes, structures et composantes</p> <p>Évaluer l'état réel des systèmes, structures et composantes (SCC) d'importance pour la sûreté, déterminer si cet état respecte les exigences de la conception et confirmer s'il est correctement documenté.</p>	<p>Les titulaires de permis sont tenus d'évaluer l'état des principaux systèmes de la centrale et de procéder à des inspections. Il faut ensuite comparer les résultats de ces évaluations et inspections aux lignes directrices et règlements actuels sur l'aptitude au fonctionnement pour déterminer si les équipements sont effectivement aptes à fonctionner. Réparations et remplacements sont exécutés au besoin, selon les résultats des évaluations et inspections.</p>	<p>Outre les conditions du permis, auxquelles OPG se conforme, des évaluations ont eu lieu pour comparer l'état matériel de la centrale en regard d'accidents déterminés (ex. : secousses sismiques et incendies).</p>	<p>Avant les activités de remise en service, les systèmes de Bruce-A ont été maintenus libres de combustible conformément aux lignes directrices de l'Electric Power Research Institute (EPRI). Les systèmes et l'équipement de la centrale ont été inspectés et évalués. Les modifications, les activités de maintenance et les remplacements nécessaires ont eu lieu pour assurer un fonctionnement sûr et fiable. Un processus de préparation à la remise en service a permis de vérifier que tous les travaux étaient terminés et que la documentation était en place pour assurer un fonctionnement sûr de la tranche.</p>	<p>En 2000 et 2001, EACL a procédé à une évaluation minutieuse de toute la centrale pour la CEN N.-B. pour déterminer quels équipements devaient être remis à neuf ou remplacés étant donné leur vieillissement ou leur obsolescence. La CEN N.-B. s'emploie aussi à élaborer un programme complet de gestion de la vie utile de la centrale axé sur les SSC d'importance pour la sûreté, qui comprend des évaluations approfondies de la vie utile, l'optimisation de la maintenance systématique et des programmes d'inspection et de surveillance de l'état des systèmes.</p>	<p>Hydro-Québec a évalué l'état de certains SSC de 2001 à 2003 pour déterminer sur quels équipements devaient porter les activités de réfection. Pendant la même période, EACL a effectué les mêmes travaux pour l'ensemble des SSC de G2. Un programme de gestion du cycle de vie de la centrale est en cours d'élaboration.</p>
<p>Facteur de sûreté 3 : qualification de l'équipement</p> <p>Déterminer si l'équipement d'importance pour la sûreté est apte à remplir sa fonction désignée en matière de sûreté pendant toute sa durée de vie en service.</p>	<p>La CCSN a ajouté une condition au permis exigeant des titulaires qu'ils s'assurent que tous les SCC requis sont aptes à remplir leurs fonctions de sûreté avant une date donnée.</p>	<p>OPG a vérifié si l'équipement essentiel en matière de sûreté pourrait remplir sa fonction de sûreté après un accident. Le projet a été réalisé dans toutes les centrales d'OPG, y compris Pickering-A. Une partie des travaux visant la remise en service de la tranche 4 consistait à s'assurer, par des évaluations ou des remplacements, de la qualification environnementale de l'équipement.</p>	<p>La mise en œuvre du programme de qualification environnementale (QE) s'est poursuivie, le but étant d'assurer une défense fiable et apte. Cette défense consisterait à arrêter et régler la puissance du réacteur, refroidir le combustible, confiner la radioactivité et surveiller les principaux paramètres de la centrale après défaillance simple ou double pouvant donner lieu à des conditions environnementales difficiles.</p>	<p>La conception initiale de PL comportait des exigences de QE pour certaines fonctions de sûreté. Les examens faits par la CEN N.-B. dans les années 80 et 90 donnaient à penser que ces exigences initiales ne suffisaient pas. L'examen des situations propices aux accidents et des exigences connexes en matière de QE a mené à un certain nombre de changements aux composantes de l'équipement et à leur conception, de même qu'aux fonctions de maintenance et d'approvisionnement.</p>	<p>L'examen des exigences initiales de QE commencé dans les années 80 a débouché sur un projet d'amélioration entrepris dans les années 90. Les conditions d'accidents ont été passées en revue, et on a modifié des composantes ainsi que les méthodes d'approvisionnement et de maintenance.</p>

Facteur du BPS selon AIEA NS-G-2.10	Exigence générale de délivrance de permis	Remise en service de Pickering-A	Remise en service de Bruce-A	Réfection de Point Lepreau (PL)	Réfection de Gentilly-2 (G2)
<p>Facteurs de sûreté 4 : Vieillessement</p> <p>Déterminer si le vieillissement dans une centrale nucléaire est géré efficacement, de manière à ce que les fonctions requises pour la sûreté soient maintenues, et déterminer si un programme efficace de gestion du vieillissement est en place pour l'exploitation future de la centrale.</p>	<p>Les PROL (permis d'exploitation de réacteurs nucléaires) exigent la mise en oeuvre d'un programme d'entretien dans le but de limiter, pendant la durée de vie de l'installation nucléaire, les risques liés à la défaillance ou à la non-disponibilité de tout SSC dont la performance pourrait avoir une incidence sur l'exploitation sûre ou la sécurité de l'installation nucléaire.</p> <p>La CCSN exige de tous les titulaires de permis qu'ils élaborent des stratégies et des plans de gestion du cycle de vie pour tous les SSC importants. Ceux-ci doivent détailler les effets prévus du vieillissement, ainsi que la surveillance et les inspections à réaliser pour confirmer l'état des SSC.</p>	<p>OPG a amélioré son programme d'entretien dans le cadre du projet d'amélioration intégré. Ces améliorations se sont poursuivies dans le cadre du redémarrage.</p> <p>OPG a également atteint les objectifs qu'elle s'était fixés pour les arriérés de travaux d'entretien correctif. Le fait de régler la question des arriérés de travaux d'entretien qui s'étaient accrus avant le déchargement de combustible était une condition préalable à l'obtention d'une approbation de la part de la CCSN relative au redémarrage de la tranche.</p> <p>Un programme de gestion du vieillissement a été élaboré pour toutes les centrales de OPG.</p>	<p>Tout l'équipement nécessaire a été entretenu, modifié ou remplacé afin d'en assurer le fonctionnement sûr et fiable avant le redémarrage. Par la suite, un programme d'optimisation de l'entretien a été entrepris de manière à assurer un entretien efficace des structures, des systèmes et des composants.</p> <p>Les programmes d'inspection périodique des composants critiques, comme les tubes de force, les générateurs de vapeur ainsi que les tubes de préchauffage et les conduites d'alimentation sont conformes aux codes, normes et exigences réglementaires en vigueur.</p>	<p>La gestion du vieillissement à PL fait partie du programme exhaustif de gestion du cycle de vie de la centrale en cours d'élaboration. Un examen du programme de remise à neuf, soit l'examen de la sûreté intégrée (ESI), a permis de déterminer que des améliorations étaient requises dans deux domaines : le choix des SSC à inclure dans le programme, et la coordination des nombreuses activités distinctes du programme. Ces activités comprennent les programmes sur la fiabilité des systèmes liés à la sûreté, la surveillance et la gestion du bon état des systèmes, l'optimisation de l'entretien et une grande diversité de programmes d'inspection et d'essai.</p>	<p>La mise en oeuvre du programme de gestion du vieillissement est en cours; elle fait partie du programme de gestion du cycle de vie de la centrale (PLM).</p> <p>Un examen de la sûreté de la Remise à neuf a été réalisé à G2, ce qui a permis d'obtenir des renseignements destinés au PLM.</p>
Domaine de sûreté : ANALYSE DE SÛRETÉ					
<p>Facteur de sûreté 5 : Analyse déterministe de la sûreté</p> <p>Déterminer dans quelle mesure l'analyse déterministe de la sûreté demeure valide, une fois qu'il aura été tenu compte des éléments suivants : conception réelle de la centrale, condition réelle des</p>	<p>Une composante continue du processus d'autorisation canadien des centrales nucléaires est l'exigence relative à la mise à jour de l'analyse de la sûreté tous les trois ans.</p>	<p>Une des conditions relatives au redémarrage de Pickering-A était la mise à jour de l'analyse de la sûreté dans le but d'inclure tous les changements apportés à la conception et à l'analyse de la sûreté qui se sont produits antérieurement. Des évaluations probabilistes des risques ont été utilisées pour</p>	<p>L'analyse de sûreté a été mise à jour pour les APRP graves avec une tolérance d'erreur de réactivité du vide plus élevée, perte de puissance de catégorie IV, perte de débit caloporteur et accidents survenant avant que le combustible ne soit à l'équilibre. Le rapport de sûreté a été réécrit afin de tenir compte du nouveau registre des</p>	<p>L'examen de sûreté intégrée concernant la réfection a conclu que PL a maintenu un programme d'analyse déterministe de la sûreté exhaustif pour l'exploitation de la centrale. Le programme permet de s'assurer que l'analyse de la sûreté est mise à jour lorsque les examens indiquent que la validité continue pourrait être remise</p>	<p>Le rapport sur la sûreté (RS) de Gentilly-2 est mis à jour tous les trois ans tel que requis par la CCSN. Dans le processus visant à tenir à jour le RS, on tient compte des résultats de recherche, des nouvelles analyses de la sûreté et des développements dans les technologies d'analyses de la sûreté. Il est également tenu compte des conditions</p>

Facteur du BPS selon AIEA NS-G-2.10	Exigence générale de délivrance de permis	Remise en service de Pickering-A	Remise en service de Bruce-A	Réfection de Point Lepreau (PL)	Réfection de Gentilly-2 (G2)
<p>SSC et leur état prévu à la fin de la période visée par le BPS, méthodes déterministes actuelles, normes de sûreté et connaissances en vigueur actuellement. En outre, l'examen doit également identifier toute lacune liée à l'application de la notion de défense en profondeur.</p>		<p>identifier les améliorations à apporter qui pourraient réduire la probabilité que des dommages importants soient causés au cœur. L'achèvement de la mise en place de ces améliorations était une condition du redémarrage. L'effort de redémarrage comprenait également l'examen de l'analyse de la sûreté existante en vue de confirmer que les conclusions précisées dans l'analyse de la sûreté demeurent valides.</p>	<p>analyses et comportait également des changements matériels aux systèmes de sûreté comme l'ajout d'une zone de contrôle secondaire, d'un système d'arrêt d'urgence n° 1 plus rapide et d'un nouveau groupe électrogène d'urgence.</p>	<p>en question. Ces examens tiennent compte des conditions réelles de la centrale et du vieillissement, de l'expérience d'exploitation, des résultats des recherches et des développements dans les technologies d'analyses de la sûreté. Lorsque l'analyse est mise à jour, la méthode utilisée est compatible avec les meilleures pratiques de l'industrie. Le rapport sur la sûreté de PL a été mis à jour de manière conforme et a été présenté à l'organisme de réglementation au besoin dans le cadre du PROL.</p>	<p>de la centrale, du vieillissement et de l'expérience en matière d'exploitation.</p>
<p>Facteur de sûreté 6 : Étude probabiliste de la sûreté</p> <p>Déterminer dans quelle mesure une EPS reste représentative d'une centrale si l'on tient compte des aspects suivants : modification de la conception et du fonctionnement de la centrale, progrès techniques, méthodes courantes et données d'exploitation.</p>	<p>Exigences énoncées dans la norme S-98 de la CCSN.</p>	<p>Des EPS ont été exécutées. Les changements qu'il faut apporter par suite de l'expérience d'exploitation vont déboucher sur des révisions de l'évaluation.</p>	<p>Une EPS de niveaux 1, 2 et 3 a eu lieu avant la remise en service. Toutefois, les SSC n'ont été l'objet d'aucun changement d'importance. (Des changements substantiels ont été entrepris avant l'EPS par suite de la modification des codes, normes et exigences réglementaires ainsi que de l'expérience d'exploitation interne et externe.)</p>	<p>L'examen de sûreté intégré concernant la réfection a montré que les matrices de conception de la sûreté, qui correspondent aux EPS entreprises avant la délivrance du permis initial, étaient périmées et qu'il fallait les améliorer grandement pour respecter les normes internationales actuelles. Le projet de réfection est donc passé par un examen des EPS de la centrale CANDU 6 générique et des changements apportés aux centrales CANDU 6 plus récentes pour lesquels des EPS ont été faites. On a évalué les lacunes en matière de sûreté pour intégrer le tout aux travaux de réfection. Une étude de</p>	<p>Une EPS appelée « matrices de conception de la sûreté » a été effectuée à la mise en service initiale de G2. Une partie de ces matrices ont été tenues à jour. On s'emploie maintenant à élaborer une EPS pour G2.</p>

Facteur du BPS selon AIEA NS-G-2.10	Exigence générale de délivrance de permis	Remise en service de Pickering-A	Remise en service de Bruce-A	Réfection de Point Lepreau (PL)	Réfection de Gentilly-2 (G2)
				base des risques a également eu lieu et une EPS propre à PL est en cours.	
<p>Facteur de sûreté 7 : Analyse des dangers</p> <p>Déterminer la justesse de la protection assurée par la conception de la centrale nucléaire à l'égard des dangers internes et externes en tenant compte de la conception réelle, des caractéristiques réelles du site, de l'état réel des SSC et de leur état prévisible à la fin de la période couverte par l'EPS, ainsi que des méthodes d'analyse, des normes de sûreté et des connaissances actuelles.</p>	<p>Les PROL exigent l'évaluation des dangers inhérents aux incendies et des évaluations continues de la sûreté-incendie.</p>	<p>OPG a évalué les risques liés aux incendies dans toutes ses centrales, y compris Pickering-A. C'est pourquoi la remise en service ne pouvait avoir lieu avant l'amélioration des systèmes de détection et d'extinction des incendies, dont l'évaluation a révélé qu'ils ne procuraient pas le degré de protection requis.</p> <p>OPG a également évalué les dangers associés aux secousses sismiques et aux inondations dans le cadre de ses activités de remise en service. La CCSN a ajouté aux conditions de remise en service certaines améliorations à la conception de la centrale à cet égard.</p>	<p>Une évaluation des risques d'incendie a eu lieu en application de la norme N293-95 de la CSA, <i>Protection contre l'incendie dans les centrales nucléaires CANDU</i>. Les systèmes de détection et d'extinction des incendies ont été mis à niveau, et notamment les détecteurs de fumée de la salle de commande principale et des salles des équipements de contrôle ainsi que les dispositifs d'extinction des incendies des turbo-alternateurs.</p> <p>Une évaluation des marges sismiques a été effectuée suivant les lignes directrices de l'EPRI. Les résultats ont mené au renforcement de la principale salle de commande et des réservoirs d'eau qui se trouvent à proximité de l'équipement essentiel.</p>	<p>Le rapport de sûreté et d'autres études sur les programmes particuliers permettent une démarche exhaustive à l'évaluation de la sûreté, englobant tous les risques. Le rapport de sûreté, fréquemment mis à jour conformément aux conditions du PROL, comprend les résultats de l'examen des événements naturels tels inondations, tornades et secousses sismiques ainsi que des risques associés à la présence humaine pouvant découler de changements dans la répartition de la population, de l'aménagement du territoire environnant et des voies de transport. Des examens exhaustifs des fonctions de détection et d'extinction des incendies ont été entrepris et les mises à niveau nécessaires ont été faites.</p>	<p>Le bilan de la conception est presque terminé. Il englobe :</p> <ul style="list-style-type: none"> • la protection en cas d'inondation, • la détection et l'extinction des incendies, • la détection du chlore, • l'évaluation des marges sismiques (actuellement à l'étape de la planification). <p>Le rapport sur la sûreté, mis à jour tous les trois ans, traite aussi des risques liés aux événements naturels et à l'intervention humaine. On a amélioré les fonctions de détection et d'extinction des incendies.</p>
<p>Facteur de sûreté 8 : rendement en matière de sûreté</p> <p>Évaluer le rendement de la centrale nucléaire en matière de sûreté et les tendances révélées par l'expérience d'exploitation.</p>	<p>Les PROL exigent des rapports périodiques comprenant la description des événements d'exploitation et des tendances du rendement. Le renouvellement du permis passe par un examen public, par la CCSN, du rendement d'exploitation et des tendances constatées avec le</p>	<p>Aucun effort particulier n'a été entrepris pour la remise en service. La surveillance du rendement en regard des mesures applicables s'est poursuivie au cours de la remise en service.</p>	<p>Le rendement de la centrale Bruce-A en matière de sûreté sera surveillé et fera l'objet de rapports, conformément aux critères fixés par la CCSN dans la norme S-99.</p>	<p>Des rapports sont présentés régulièrement à l'organisme de réglementation concernant une gamme complète d'indicateurs de rendement en matière de sûreté, en application de la norme S-99. L'examen de sûreté concernant la réfection a révélé quelques domaines à améliorer, dont</p>	<p>Conformément à la norme S-99, des rapports sont présentés régulièrement à la CCSN.</p>

Facteur du BPS selon AIEA NS-G-2.10	Exigence générale de délivrance de permis	Remise en service de Pickering-A	Remise en service de Bruce-A	Réfection de Point Lepreau (PL)	Réfection de Gentilly-2 (G2)
	temps. L'amélioration du rendement est prise en considération dans les conditions de renouvellement.			la fréquence et l'étendue des audits, la tenue à jour des procédures de maintenance, la documentation des méthodes de travail, l'approvisionnement en pièces et matériel et leur entreposage et l'élaboration d'indicateurs de rendement pour le programme de surveillance de l'état des systèmes.	
<p>Facteur de sûreté 9 : utilisation de l'expérience des autres centrales et des résultats de la recherche</p> <p>Déterminer s'il est suffisamment tenu compte de l'expérience des autres centrales en matière de sûreté et des résultats de la recherche.</p>	Les PROL exigent la création de programmes de surveillance de l'exploitation permettant d'évaluer les enseignements à tirer des autres centrales et les répercussions possibles sur le fonctionnement.	Aucun effort particulier n'a été déployé pour la remise en service. Le programme de surveillance de l'expérience d'exploitation d'OPG a été mis en œuvre dans tous les sites.	<p>Les leçons apprises de l'expérience d'exploitation ont été intégrées au programme de remise en service de Bruce-A.</p> <p>Résultats :</p> <ul style="list-style-type: none"> • amélioration des évaluations indépendantes des systèmes avant la remise en service; • amélioration de l'étalonnage et de l'installation des instruments neutroniques de remise en service. 	La CEN N.-B. est membre du GPC. Ce dernier fournit des programmes exhaustifs de diffusion et de revue de l'expérience d'exploitation et fait beaucoup de recherche, par l'intermédiaire du comité de la sûreté et des permis du GPC, qui offre une tribune mixte d'évaluation d'importants résultats de la recherche.	Il y a un programme de surveillance de l'expérience d'exploitation à G2. Il permet l'échange et l'examen de données sur la sûreté et de l'expérience d'exploitation. Les leçons à tirer de cette dernière sont prises en considération.

Domaine de sûreté : GESTION

<p>Facteur de sûreté 10 : organisation et administration</p> <p>Déterminer si l'organisation et l'administration sont propices à l'exploitation sûre de la centrale nucléaire.</p>	Les normes d'AQ citées dans les PROL précisent les exigences organisationnelles présidant à un fonctionnement sûr. D'autres exigences s'y ajoutent, notamment la présence d'un effectif minimal en tout temps dans la salle de commande et dans la centrale.	Des mesures organisationnelles ont été prises pour ne pas imposer au personnel responsable de la sûreté de l'exploitation des pressions liées à la remise en service. Le personnel des opérations s'est assuré que la configuration de l'installation demeurerait sûre en tout temps et a conservé son pouvoir	Le plan d'AQ de la remise en service de Bruce-A décrit les dispositions prises concernant la gestion de la qualité pour tous les aspects du projet, y compris la conception, l'approvisionnement, l'installation, la modification et la maintenance des SSC, la mise en service, les inspections et les essais de remise en service et	Dans le cadre d'une initiative d'amélioration de la gestion de la qualité, on a entrepris un bilan des méthodes de travail dans toute la centrale, en 2000, et le nouveau système de gestion, actuellement en cours d'élaboration, devrait être prêt en 2005. L'examen de sûreté concernant la réfection montre qu'il y a lieu d'améliorer les points	L'organisation et l'administration font l'objet d'audits et d'évaluations, effectués par le groupe d'AQ de G2, la CCSN et d'autres organismes externes tels la WANO. Les résultats de ces évaluations vont permettre d'améliorer l'organisation et l'administration de G2.
					L'examen de toutes les

Facteur du BPS selon AIEA NS-G-2.10	Exigence générale de délivrance de permis	Remise en service de Pickering-A	Remise en service de Bruce-A	Réfection de Point Lepreau (PL)	Réfection de Gentilly-2 (G2)
		d'autorisation des changements apportés à la configuration de la centrale. Le déroulement des opérations, la maintenance et l'ingénierie ont été améliorés. La formation a fait aussi partie des améliorations essentielles. Une formation spéciale sur la remise en service a été élaborée pour que le personnel affecté à la remise en service et les personnes devant veiller aux opérations après la remise en service auraient la compétence nécessaire pour accomplir leurs tâches.	l'exploitation. Le plan englobe aussi les dispositions prises en vue des communications essentielles avec, entre autres, les autorités responsables de la conception, l'organisme de réglementation, les conseillers et les entrepreneurs.	suivants : détermination et gestion des objectifs de sûreté, reconnaissance de l'applicabilité des programmes de sûreté à tous les secteurs et vérification du respect des règlements, descriptions de travail du personnel, critères des cycles d'audits et plans de mise en œuvre des évaluations indépendantes des méthodes de travail.	méthodes de travail a été entrepris dans le cadre de l'examen du programme d'AQ de G2. Comme l'exige le PROL de G2, ce nouveau programme d'AQ devrait être en place à l'automne 2004.
Facteur de sûreté 11 : procédures Déterminer si les procédures de l'installation nucléaire respectent la norme.	Les PROL exigent l'élaboration de procédures visant l'exploitation sûre et la maintenance des installations, la qualité de la conception, l'approvisionnement et l'AQ globale.	Le programme d'AQ d'OPG et les procédures connexes ont été améliorés dans le cadre du Programme intégré d'amélioration. Les activités de remise en service comprenaient l'amélioration des procédures d'exploitation et, particulièrement, des manuels sur les incidents anormaux.	Dans le cadre de l'évaluation de l'état de préparation au service, les procédures d'exploitation des systèmes et de la centrale en situation normale, anormale et urgente ont été revues et réécrites avant la remise en service, conformément aux exigences.	Les procédures d'exploitation sont en cours de révision, en fonction du nouveau modèle de gestion. La présentation et le style de cette nouvelle version sont plus clairs et plus faciles à appliquer. Des mécanismes formels, comme l'évaluation interne et l'auto-évaluation, sont en place et devraient améliorer les procédures. Il reste à élaborer une méthode qui permettra d'intégrer aux procédures la conformité avec la réglementation et les codes ainsi que les interfaces entre processus.	Les procédures d'exploitation sont mises à jour. Vers la fin des années 80, un grand projet a été entrepris dans le but de les revoir toutes. HQ a élaboré une nouvelle norme et les procédures d'exploitation ont été revues et mises à jour en conséquence.
Facteur de sûreté 12 : facteurs humains	Les facteurs humains doivent être évalués dans le	Nulle mesure spécifique n'a été prise dans le cadre	Toutes les modifications aux SSC ont été examinées et les	Ce facteur de sûreté englobe le choix du personnel, la	Les facteurs humains vont être intégrés au processus de

Facteur du BPS selon AIEA NS-G-2.10	Exigence générale de délivrance de permis	Remise en service de Pickering-A	Remise en service de Bruce-A	Réfection de Point Lepreau (PL)	Réfection de Gentilly-2 (G2)
Déterminer les divers facteurs humains pouvant influencer sur l'exploitation de la centrale nucléaire.	cadre du processus de modification de la conception.	de la remise en service. Les méthodes de vérification des changements techniques d'OPG ont été appliquées. Ces méthodes comprennent l'évaluation des facteurs humains.	facteurs humains ont été l'objet d'une attention appropriée. Bruce Power a instauré le programme de surveillance de l'International Safety Rating System. Ce programme – qui vise tous les secteurs – a une incidence positive sur le comportement du personnel et sur la culture de sûreté.	formation, le perfectionnement et la gestion du rendement. Il y a quelques années, la CEN N.-B. a entrepris la transition vers l'approche systématique à la formation (ASF) pour tous les postes d'importance au regard de la sûreté. On a d'abord mis l'accent sur le personnel des opérations et de maintenance. Les points suivants ont été répertoriés au sujet du personnel de l'unité technique et de la sûreté nucléaire : élaboration de l'ASF, planification des ressources humaines, planification de la relève et perfectionnement professionnel. Dans certains cas, on a modifié les niveaux de dotation sans référence reconnaissable aux exigences fonctionnelles.	modification de la conception. C'est le programme actuel qui doit servir pendant la réfection.
<p>Facteur de sûreté 13 : planification des mesures d'urgence</p> <p>Déterminer : a) si les plans, le personnel, les installations et l'équipement du propriétaire ou de l'exploitant suffisent en cas d'urgence; b) si les dispositions prises par l'exploitant ou le propriétaire sont bien coordonnées avec les</p>	Tous les titulaires de permis sont tenus de se doter de plans de mesures d'urgence appuyés par un effectif et des ressources suffisants. Des exercices sont exécutés et évalués périodiquement pour assurer la coordination entre le titulaire de permis et les organismes d'intervention d'urgence hors site.	Aucune activité particulière n'est requise dans le cadre de la remise en service. Le plan des mesures d'urgence d'OPG n'a pas été touché par la remise en service.	La planification des mesures d'urgence touche tout le site. Une urgence à Bruce-A est traitée de la même manière qu'à Bruce-B. Un exercice d'intervention relativement à un scénario d'APRP à Bruce-A a été effectué avec l'appui de la province à l'automne 2003.	PL est récemment passé d'une gestion des urgences sur place par différentes équipes secondées par un groupe consultatif technique composé de cadres supérieurs de la centrale à deux équipes distinctes d'appui aux opérations, soit une équipe de gestion des urgences (EGU) responsable de la supervision et de la gestion des ressources et une équipe technique d'intervention	Les plans de mesures d'urgence sont en place. Un exercice d'intervention d'urgence a été mené à bien avec succès en 2002, avec l'appui de la province de Québec et de la Sûreté du Québec, qui est le service de police provincial.

Facteur du BPS selon AIEA NS-G-2.10	Exigence générale de délivrance de permis	Remise en service de Pickering-A	Remise en service de Bruce-A	Réfection de Point Lepreau (PL)	Réfection de Gentilly-2 (G2)
<p>systemes locaux et nationaux et sont régulièrement mis à l'essai.</p>				<p>(ETI) qui assure le soutien technique en cas d'incident. Des exercices portant sur des accidents substantiels ont mis au jour quelques problèmes de formation et d'affectation des ressources à l'ETI.</p>	

Domaine de sûreté : ENVIRONNEMENT

<p>Facteur de sûreté 14 : effets radiologiques sur l'environnement</p> <p>Déterminer si l'organisation est dotée d'un programme adéquat de surveillance des effets radiologiques de la centrale nucléaire sur l'environnement.</p>	<p>Tous les titulaires de permis sont tenus de mesurer les rejets radiologiques de leurs centrales et d'en faire rapport ainsi que de faire rapport annuellement de la dose découlant de ces rejets.</p>	<p>Les activités de remise en service comprenaient des améliorations particulières destinées à réduire le risque d'accident environnemental. La remise en service englobait en outre une évaluation environnementale qui a débouché sur une prévision raisonnable voulant que l'exploitation continue de la centrale, une fois remise à neuf et modifiée, n'aurait pas d'effets notables sur l'environnement. Certaines améliorations ont été apportées aux programmes de surveillance après l'évaluation pour que les prévisions relatives aux effets soient plus justes.</p> <p>L'équipement de surveillance a été modernisé.</p>	<p>L'évaluation environnementale constituait un volet important du projet de remise en service. Cet examen exhaustif a montré que le fonctionnement de Bruce-A ne devrait pas avoir de répercussions substantielles (radiologiques ou autres) sur l'environnement. Certaines améliorations ont été apportées à la gestion environnementale, soit : amélioration de la surveillance des rejets de carbone-14, modernisation de la cheminée, dispositifs de mesure de la radioactivité, surveillance du panache thermique et incidences sur l'habitat du poisson. La centrale Bruce-A, comme partie de Bruce Power, est certifiée ISO 14001.</p>	<p>Le rapport de sûreté concernant la réfection a montré que les programmes de radioprotection et de gestion environnementale de PL satisfont à toutes les exigences des normes internationales actuelles, ce que confirment les examens réglementaires et les audits effectués par la CCSN.</p>	<p>Selon une étude d'impact sur l'environnement, la réfection et la prolongation des activités de la centrale ne devraient pas avoir d'effets notables (radiologiques et autres) sur l'environnement. Les actuels programmes de radioprotection et de gestion environnementale répondent à toutes les exigences des normes actuelles.</p>
---	--	---	--	--	---

Domaine de sûreté : ÉVALUATION GLOBALE

Évaluation globale	- Rapport annuel sur le rendement des centrales	Aucune activité particulière n'était requise	Aucune activité particulière n'était requise pour la remise	Aucune activité particulière n'était requise pour la	Aucune activité particulière n'était requise pour la remise
--------------------	---	--	---	--	---

Facteur du BPS selon AIEA NS-G-2.10	Exigence générale de délivrance de permis	Remise en service de Pickering-A	Remise en service de Bruce-A	Réfection de Point Lepreau (PL)	Réfection de Gentilly-2 (G2)
Présenter une évaluation de la situation de la centrale en matière de sûreté qui tienne compte de toutes les lacunes restantes, de toutes les mesures correctives, de toutes les améliorations apportées ainsi que des forces mises au jour au cours de l'examen global de la centrale.	nucléaires canadiennes en matière d'exploitation - Points à régler - Points à régler génériques	pour la remise en service.	en service.	remise en service.	en service.

Annexe 3.14.2 : Points à régler génériques

Les descriptions des « problèmes liés à la sûreté » et des « critères de résolution » se rapportant aux points à régler génériques (PRG) figurent dans le 2^e rapport canadien sur la sûreté nucléaire. Par conséquent, les progrès et les mises à jour forment essentiellement le contenu de la présente annexe. Il existe actuellement 15 points à régler génériques ouverts; quatre ont été fermés depuis le 2^e rapport canadien, et un nouveau point générique a été ouvert.

A. Points à régler génériques en cours

PRG 88G02 « Comportement de l'hydrogène dans les centrales nucléaires CANDU » - L'évaluation et la révision de la conception des recombineurs autocatalytiques passifs (RAP) se poursuivent. Les RAP ont été mis à l'essai par deux titulaires de permis et seront mis à l'essai par les deux autres titulaires de permis. Les résultats des premiers essais laissent supposer que le seuil d'auto-démarrage des RAP était plus élevé lorsque les RAP se trouvaient dans des parties du confinement qui ne sont pas bien ventilées. En parallèle, l'industrie propose une justification visant à traiter les scénarios à faible probabilité mettant en cause des APRP accompagnés d'une défaillance du SRUC, ainsi que les méthodes et hypothèses correspondantes visant à estimer le terme source; la CCSN est en train d'évaluer cette proposition.

PRG 90G02 « Refroidissement du coeur en l'absence de circulation forcée » - L'énoncé de position de ce point a été révisé pour refléter le changement de la date d'achèvement pour le seul titulaire de permis pour lequel le dossier demeure ouvert. Une analyse spécifique pour les petits APRP a indiqué le besoin d'un changement du seuil de déclenchement du SRUC.

PRG 91G01 « Efficacité des filtres à la suite d'un accident » - Des filtres du système d'évacuation d'air filtré d'urgence et d'autres types de filtres ont été évalués pour trois centrales nucléaires exploitées par deux titulaires de permis et les résultats ont été présentés à la CCSN. Les travaux comprenaient l'identification des filtres et des systèmes en cause ainsi que les différents scénarios d'accident pertinents, la détermination des conditions limitatives pour les filtres et l'évaluation de la capacité des filtres à performer dans les conditions pour lesquelles ils ont été conçus. Les questions relatives à la QE des filtres seront résolues dans le cadre des programmes de QE des titulaires de permis, alors que les questions relatives à la combustion de l'hydrogène dans les filtres seront réglées par le biais du point générique 88G02. La demande de fermeture de ce dossier sera suivie par la CCSN.

PRG 94G01 « Analyse de l'efficacité du SRUC » - Ce dossier a été remplacé par le dossier 98G02.

PRG 94G02 « Incidence de l'état des grappes de combustible sur la sûreté du réacteur » - Ce dossier a été fermé pour deux titulaires de permis. Une demande de fermeture faite par un autre titulaire de permis est examinée par la CCSN.

PRG 95G01 « Interaction entre le modérateur et le combustible en fusion » - L'énoncé de position pour ce dossier a été révisé et envoyé aux titulaires de permis en 2002. Par conséquent, le problème de sûreté et les critères de résolution sont répétés ci-après étant donné qu'ils diffèrent de ceux précisés dans l'énoncé de position présenté dans le 2^e rapport canadien.

PROBLÈME LIÉ À LA SÛRETÉ – La fusion du combustible peut survenir suite à une importante disparité entre la puissance et le refroidissement dans un canal unique du réacteur CANDU. Cela peut donner lieu à la rupture du canal de combustible et par la suite à l'éjection du combustible en fusion dans le modérateur. L'interaction résultante entre le combustible et le modérateur (ICM) pourrait causer des dommages aux tubes guides des barres d'arrêt ou entraîner la propagation des dommages à d'autres canaux de combustible ou à la cuve de calandre.

Les analyses de sûreté des titulaires de permis ont indiqué que l'ICM ne devrait pas causer, dans la structure à l'intérieur du coeur, des dommages suffisamment grands pour altérer l'efficacité des systèmes d'arrêt d'urgence, et ne devrait pas non plus compromettre l'intégrité des canaux adjacents ou de la cuve de calandre. Toutefois, la CCSN a indiqué que les données expérimentales étaient inadéquates pour éliminer la possibilité d'une explosion potentielle causée par une accumulation de vapeur.

Des expériences d'ICM, prototypes des géométries et des conditions CANDU, sont réalisées dans le but d'identifier le mode d'interaction prédominant (libre ou forcé) et de produire des données destinées à la validation du modèle utilisé dans l'analyse de sûreté.

CRITÈRES DE RÉOLUTION – Les critères de résolution ont été clarifiés au début de 2003. Parmi ces critères, mentionnons notamment le critère suivant :

- Les titulaires de permis doivent démontrer que le mode d'ICM dominant est libre ou forcé.

On ne s'attend pas à ce que les titulaires de permis fassent autre chose dans le cadre de ce dossier. La validation des programmes informatiques n'est pas un critère nécessaire pour la résolution du dossier. Si le mode d'interaction est déterminé comme étant libre, alors une explosion causée par une accumulation de vapeur est possible et la question devra être réglée séparément. Dans le cas où les données expérimentales seraient non concluantes, le transitoire de pression mesuré servira d'outil principal pour évaluer la marge de sûreté ou les dommages potentiels résultant de l'ICM, peu importe son mode d'interaction.

ÉTAT D'AVANCEMENT – Le programme expérimental fait des progrès. Des essais portant sur le corium sec en fusion ont été réalisés à l'Argonne National Laboratory dans le but d'élaborer un mélange de corium propre au CANDU et pour vérifier la technique expérimentale proposée afin d'éjecter jusqu'à 25 kg de mélange en fusion en provenance d'un canal de combustible de CANDU simulé. Des essais à grande échelle et des essais à effets distincts ont été réalisés, y compris un essai d'éjection du corium effectué à une pression motrice de 10 MPa dans l'air. L'aménagement d'une installation d'essai qui sera utilisée pour éjecter la matière en fusion dans une calandre remplie de modérateur (simulation) a été terminé aux Laboratoires de Chalk River. L'autorisation de l'installation et les essais de mise en service sont en cours.

PRG 95G02 « Défaillance des tubes de force s'accompagnant d'une perte de modérateur » - Les critères de résolution pour ce dossier ont été révisés en 2001 et sont présentés au paragraphe suivant.

CRITÈRES DE RÉOLUTION – Pour que ce problème soit considéré comme étant résolu, les titulaires de permis doivent :

- Démontrer que les mesures d'atténuation de l'hydrogène sont telles que l'intégrité de la calandre et du confinement est assurée;
- Proposer une démarche qui permette de réduire le risque associé à un tel événement;
- Présenter les éléments suivants, dans les cas où des arguments coûts-avantages sont utilisés à l'appui des propositions mentionnées au deuxième critère : a) une description du processus d'évaluation coûts-avantages; b) les outils d'évaluation coûts-avantages et les documents connexes; c) la méthode d'évaluation des conséquences de l'événement; d) les résultats de l'évaluation; e) un examen des différentes options (p. ex. conception, procédures) pour l'atténuation des conséquences de l'événement; f) des études sur la défaillance des tubes de force et des tubes de calandre et sur l'éjection des raccords d'extrémité; g) le rapport final d'analyse coûts-avantages.

ÉTAT D'AVANCEMENT- – L'industrie a présenté des rapports, incluant des analyses coûts-avantages, à l'appui de la résolution de ce dossier générique. Ces rapports ont identifié le remplacement des tubes de calandre par une conception plus robuste, comme étant la meilleure démarche pour réduire le risque et pour créer un avantage net. L'industrie a précisé que le seul moment pratique pour remplacer les tubes de calandre est durant un arrêt de remise en état. La qualification d'une nouvelle conception de tubes de calandre plus robuste est reportée à plus tard, d'ici à ce qu'une planification détaillée et que des préparations soient faites pour un tel arrêt. D'autres mesures, comme des changements au circuit d'eau de secours, ont été proposées en vue d'atténuer les effets du scénario. L'évaluation de la démarche coûts-avantages de l'industrie sera finalisée après qu'un guide sur l'utilisation des coûts-avantages aura été publié par la CCSN.

PRG 95G04 « Réactivité positive due au vide - Traitement dans l'analyse des APRP graves » - Un groupe d'experts indépendants (oeuvrant également sur le problème générique 99G02) ont formulé des recommandations à la suite d'un examen des incertitudes liées à la physique des réacteurs. L'industrie a examiné ces recommandations et a proposé des activités de R-D pertinentes. La CCSN continuera à examiner des options visant à régler les questions qui restent.

PRG 95G05 « Prévisions de la température du modérateur » - Les essais sont terminés aux laboratoires de Chalk River. La validation du programme informatique MODTURC se poursuit.

PRG 98G01 « Fonctionnement des pompes du circuit caloporteur primaire dans des conditions d'écoulement diphasique » - Ce dossier est maintenant fermé, sauf pour un titulaire de permis qui doit présenter des résultats d'analyse additionnels en vue de confirmer l'intégrité du circuit caloporteur dans des conditions d'écoulement diphasique.

PRG 98G02 « Validation des programmes informatiques utilisés aux fins de l'analyse de sûreté des centrales nucléaires » - Ce dossier a été fermé pour trois titulaires de permis et la fermeture a été demandée par le quatrième titulaire de permis.

PRG 99G01 « Assurance de la qualité des analyses de sûreté » - Ce dossier a été fermé pour un titulaire de permis en 2003. La fermeture pour deux autres titulaires de permis sera envisagée suite aux vérifications qui mettront également en cause le problème générique 98G02. La décision prise par le quatrième titulaire de permis de se défaire de la fonction d'analyse de sûreté a ajouté une nouvelle dimension à la question qui est en cours d'examen par la CCSN dans le cadre d'un projet spécial.

PRG 99G02 « Remplacement des programmes informatiques relatifs à la physique des réacteurs utilisés aux fins des analyses de sûreté des réacteurs CANDU » - Les titulaires de permis ont continué à mettre en place des programmes ayant pour but de remplacer les programmes informatiques de physique des réacteurs. Un rapport produit par un groupe d'experts indépendants (voir point générique 95G04) s'est penché sur l'acceptabilité des incertitudes estimées pour ce qui est des paramètres clés prévus par les programmes. Deux titulaires de permis ont terminé un ensemble d'activités et ont déclaré que le nouvel ensemble d'outils de physique des réacteurs sera utilisé pour l'analyse des accidents à venir. Les seuls résultats néfastes concernaient l'analyse des APRP graves de référence et étaient imputables aux différences entre la réactivité due au vide dans les canaux et le coefficient de température du combustible. En conséquence, des changements ont été apportés à plusieurs limites d'exploitation dans les réacteurs de deux titulaires de permis (p. ex. des limites révisées concernant la puissance de canal et la puissance de grappe, la température du collecteur d'eau froide du réacteur, des isotopes du circuit du modérateur et du circuit du caloporteur, et la performance des barres d'arrêt d'urgence). Les travaux se poursuivent pour un deuxième ensemble d'activités sur la validation des programmes.

PRG 00G01 « Formation de vide dans les canaux durant un APRP grave » - Bien que l'énoncé de position pour ce dossier ait été finalisé à la fin de 2001, il n'y a eu aucun changement au problème de sûreté ou aux critères de résolution décrits dans le 2^e rapport canadien sur la sûreté. Des mesures relatives à la formation de vide ont été effectuées à l'aide d'un diffuseur de neutrons, et la validation de programmes a été réalisée. Des questions importantes n'ont pas encore été réglées, comme le traitement des incertitudes liées au taux de formation de vide dans l'analyse de la sûreté et la mise à l'échelle appropriée des résultats des essais pour différentes conditions de réacteur.

B. Nouveaux points à régler génériques (depuis le 2^e rapport canadien)

PRG 01G01 « Mise à niveau du logiciel de gestion et de surveillance du combustible » - Ce dossier a été initié à titre de suivi de la fermeture du dossier 95G03. Le problème ne se rapporte qu'à deux titulaires de permis.

PROBLÈME LIÉ À LA SÛRETÉ – Les limites de sûreté de la physique du réacteur qui définissent les paramètres d'exploitation sûre, comme la puissance de canal et la puissance de grappe, sont essentiellement fondées sur des analyses réalisées à l'aide d'un programme informatique de gestion du combustible. Récemment, un examen plus rigoureux portant sur l'exactitude des méthodes, les critères d'acceptation, les hypothèses et les résultats des analyses de sûreté pour différents incidents de référence a mené à l'imposition de restrictions quant aux paramètres d'exploitation, y compris la puissance de canal et la puissance de grappe, et à l'introduction de paramètres physiques additionnels à des fins de conformité. Cela a mis en lumière une fois de plus la nécessité de disposer d'un modèle analytique amélioré validé pour une vaste gamme d'applications et de conditions, de tolérances de conformité mieux définies et de procédures plus uniformes. Deux grands domaines d'amélioration ont été identifiés explicitement : ce sont i) la méthode relative aux programmes, la modélisation et les données; et ii) la validation des programmes. En outre, on a identifié différentes questions liées à la méthode employée pour dériver les tolérances d'erreurs de conformité pour un niveau de confiance de 98 % ainsi que des procédures et pratiques de conformité propres à chaque centrale. Plusieurs questions, à la fois dans les analyses et procédures de conformité, ont été identifiées pour lesquelles des améliorations sont requises, selon la CCSN, afin d'assurer la conformité adéquate avec les lignes de conduite pour l'exploitation liées aux paramètres de physique du réacteur et à l'état du coeur du réacteur dans différentes centrales.

L'examen par la CCSN des travaux réalisés par un titulaire de permis en vue de régler les critères de résolution pour le dossier 95G03 a permis d'identifier plusieurs questions liées à la pertinence de la méthode employée dans le programme de gestion et de surveillance du combustible et dans le processus de validation. Dans sa réponse, le titulaire de permis a proposé un programme de mise à niveau du logiciel qui intègre des éléments spécifiques liés à l'amélioration et à la validation du logiciel, fondé sur des exigences formulées dans les dossiers 98G02 et 99G02, ainsi que des activités spécifiques liées à la méthode de dérivation des tolérances d'erreurs de conformité.

La CCSN a accordé une attention toute particulière au niveau d'exactitude des méthodes et programmes de physique du réacteur des titulaires de permis, à leur validation et à l'acceptabilité des tolérances et des hypothèses utilisées dans l'analyse de la sûreté et les procédures de conformité. Des conditions d'exploitation plus restrictives ont été mises en oeuvre au cours des dernières années en vue de compenser la réduction dans les marges de sûreté pour certains accidents de référence. Cela a mené à une augmentation de l'importance de l'incidence des incertitudes liées aux paramètres calculés pour assurer la conformité avec les limites des paramètres d'exploitation sûre.

Le cadre des titulaires de permis pour la validation du programme informatique a évolué au cours des dernières années. Un processus spécifique de vérification et de validation du logiciel technique nucléaire a été mis en oeuvre en vue de s'assurer que tous les éléments de la planification du processus de validation sont conformes aux exigences des normes de niveau élevé applicables (comme la norme CSA-N286.7-99, *Quality Assurance Manual for Analytical, Scientific and Design Computer Programs for Nuclear Power Plants*, et le guide d'application de la réglementation G-149 de la CCSN intitulé *Les programmes informatiques utilisés lors de la conception et des analyses de sûreté des centrales nucléaires et des réacteurs de recherche*).

CRITÈRES DE RÉOLUTION – Pour résoudre le problème, les titulaires de permis doivent entreprendre un programme structuré relatif à la surveillance du coeur du réacteur qui devrait comprendre la mise à niveau et la validation du logiciel de gestion du combustible, ainsi que la validation et la qualification de la méthode de conformité relative aux erreurs. Le programme doit comprendre les éléments suivants :

- amélioration du logiciel à un niveau au moins semblable au programme normalisé de physique du réacteur RFSP-IST, et conforme à la norme CSA N286.7 et au guide d'application de la réglementation G-149 de la CCSN;
- validation, vérification et qualification pour l'utilisation en production du logiciel, dans le respect des exigences du processus d'assurance de la qualité pertinent du titulaire de permis afin d'assurer la conformité avec la norme CSA N286.7 et le guide d'application de la réglementation G-149 de la CCSN;
- vérification, validation et qualification de la méthode de conformité (erreurs) et de la base de données d'évaluation connexe pour l'ensemble des paramètres calculés et des applications;
- estimation des incertitudes relatives à la conformité pour les paramètres calculés (les tolérances devraient tenir compte des éléments suivants, à un niveau de confiance de 98 % : i) des erreurs dans la normalisation de puissance totale du réacteur; ii) des erreurs dans la méthode et la modélisation des programmes; iii) des erreurs dans les mesures, et iv) des transitoires du xénon initiés par le chargement de combustible);
- mise en oeuvre d'un programme de surveillance propre à chaque centrale en vue d'obtenir une confirmation périodique de l'exactitude des prévisions du programme de gestion du combustible et des incertitudes relatives à la conformité pour les paramètres calculés, afin de s'assurer que le fonctionnement des réacteurs se situe à l'intérieur des paramètres d'exploitation sûre. Le programme doit inclure des mesures et des analyses périodiques effectuées à l'aide du programme de gestion du combustible pour des conditions réelles de centrale. Le programme doit également tenir compte de certaines questions, notamment celle des changements de la valeur de réactivité des dispositifs (par exemple : combustion des barres de compensation au cobalt), des changements dans la forme de la puissance de référence pour la surpuissance neutronique, de l'évaluation des effets du vieillissement sur les calculs de physique du réacteur (incidence des distorsions de la géométrie du coeur et des canaux de combustible sur la forme de la puissance de référence et la puissance maximale des grappes et des aiguilles) ainsi que les effets des transitoires du xénon initiés par le chargement de combustible.

ÉTAT D'AVANCEMENT – Le programme devrait être terminé d'ici la fin de 2004, et des progrès considérables ont été accomplis jusqu'ici. Deux titulaires de permis ont présenté des plans de travail et des échéanciers détaillés, ainsi que des rapports d'étape semestriels. Les travaux sont répartis en deux phases : la phase 1 porte sur les améliorations de la modélisation du programme SORO, et la phase 2 porte sur l'estimation des tolérances d'erreurs.

C. Points à régler génériques fermés récemment

Au cours de la période du rapport, quatre points génériques pour l'ensemble de l'industrie ont été fermés. Pour consulter la liste des points génériques fermés antérieurement, veuillez vous reporter au 2^e rapport canadien.

PRG 90G03 « Assurance continue de la sûreté dans les centrales nucléaires » - Ce dossier a été fermé pour tous les titulaires de permis en raison du fait que l'évaluation des questions relatives au vieillissement des réacteurs CANDU se poursuivra dans le cadre des programmes de conformité et d'inspection.

PRG 91G02 « Fonctionnement avec une variation du flux » - Ce dossier portait sur les effets des profils de flux anormaux sur la tolérance d'écart utilisée pour déterminer les seuils de déclenchement pour la protection contre la surpuissance locale et neutronique.

PRG 95G03 « Conformité avec les limites de puissance de grappe et de canal » - Ce dossier portait sur la démonstration, par le biais d'analyses, de la conformité avec les limites de puissance de grappe et de canal précisées dans les permis d'exploitation des centrales, ainsi que sur la démonstration des résultats analytiques qui respectent tous les critères d'acceptation pertinents pour les accidents de référence. Ce dossier a été fermé pour tous les titulaires de permis, et un nouveau problème à régler générique (01G01) a été ouvert à titre de suivi pour deux titulaires de permis.

PRG 96G01 « Protection contre les incendies dans les centrales nucléaires CANDU » - Ce problème a déjà été transféré vers des points à régler propres aux centrales pour des titulaires de permis individuels, s'il y a lieu.

Annexe 3.14.3 : Sommaire des changements résultant de la surveillance et de l'évaluation de la sûreté

Cette annexe contient des exemples de mesures ou d'initiatives prises par les titulaires de permis en réponse à certaines interventions en matière de réglementation et à des conditions particulières de leurs permis. La liste n'est pas exhaustive; elle ne représente qu'une fraction d'un certain nombre d'actions et de conditions imposées par la CCSN. Certaines d'entre elles touchaient toutes les centrales nucléaires du Canada et d'autres visaient un réacteur particulier.

A3.14.3.1 : Conditions des permis et mesures touchant tous les titulaires de permis

1. Qualification environnementale

Tous les permis d'exploitation de centrales nucléaires sont assortis de la condition suivante, à remplir avant une date d'échéance donnée : « *Le titulaire de permis doit établir que les systèmes spéciaux de sûreté, ainsi que leurs systèmes de support, l'équipement, les composants, les barrières de protection et les structures dans l'installation nucléaire peuvent remplir leur rôle en matière de sûreté dans les conditions environnementales définies dans l'accident de dimensionnement de l'installation nucléaire.* » Les titulaires de permis s'emploient à remplir cette condition de leur permis.

2. Modernisation de la protection contre les incendies

Les titulaires de permis se sont engagés auprès de la CCSN à moderniser leurs systèmes de protection contre l'incendie. C'est ainsi que de nouveaux équipements ont été installés pour améliorer la protection du turbo-alternateur, les salles de distribution des câbles et les salles des ordinateurs. L'annexe 3.14.1 donne des exemples de ce qu'ont fait certains titulaires de permis pour mettre cet équipement en œuvre (voir sous Facteur de sûreté 7, « Analyse des dangers »).

A3.14.3.2 : Évaluations de sûreté et mesures de suivi d'installations nucléaires spécifiques

DARLINGTON

1. Couverture des paramètres de déclenchement des systèmes d'arrêt en cas de perte d'une seule pompe du circuit caloporteur

Au cours des analyses réalisées en vue de la mise à jour du rapport de sûreté en 1997, OPG a identifié une lacune au niveau de la couverture des paramètres de déclenchement des systèmes d'arrêt en cas de perte d'une pompe du circuit caloporteur (qui fait partie des événements de perte de débit). Les analyses ont permis d'identifier des lacunes dans les paramètres primaires de déclenchement et les paramètres de secours des deux systèmes d'arrêt d'urgence pour certains états d'exploitation du réacteur. Par conséquent, OPG a pris immédiatement des mesures visant à limiter l'exploitation prolongée du réacteur dans certains états de fonctionnement. À court terme, OPG a mis au point, parmi d'autres mesures, un paramètre de déclenchement primaire robuste applicable aux deux systèmes d'arrêt. En outre, les quatre tranches du site de Darlington ont été ramenées à 98 % de la pleine puissance en attendant qu'une solution de conception permanente ait été identifiée et mise en œuvre. En 1998, OPG a identifié plusieurs solutions de conception et réalisé une étude de faisabilité pour chacune des solutions de rechange. La conception, l'approvisionnement, la mise en service et d'autres activités associées à l'installation d'un nouveau paramètre de déclenchement ont été terminés au début de 2003. Suite à l'achèvement des changements de conception permanents apportés aux systèmes d'arrêt d'urgence, les événements de perte de pompe caloporteur n'ont plus été considérés comme un empêchement au fonctionnement à puissance élevée. (Dans un événement signalé en 2003, la tranche 2 s'était arrêtée à la position delta-p caloporteur après l'arrêt d'un bus ayant stoppé une pompe caloporteur suite à l'arrêt d'une turbine, ce qui a indiqué que les nouveaux paramètres de déclenchement avaient bien fonctionné.) Cependant, au cours de cette

période, et suite à l'achèvement d'un projet lié au remplacement du programme de physique du réacteur (voir dossier 99G02 à l'annexe 3.14.2), une autre question a été soulevée concernant l'analyse de l'accident de référence APRP grave (qui est expliquée de manière approfondie au point 2 ci-après) et a retardé le retour à 100 % de la pleine puissance pour la centrale nucléaire de Darlington.

2. Marges de déclenchement pour les APRP graves

En 2001, dans le cadre d'une étude réalisée relativement au point à régler générique 99G02 (voir annexe 3.14.2), OPG a découvert un manque de prudence potentiel dans la simulation de physique du réacteur portant sur les pointes de puissance et les prévisions des dépôts d'énergie dans le combustible et les canaux de combustible. Cette découverte a indiqué des marges de sûreté d'APRP grave réduites lorsqu'on les compare à des résultats antérieurs. Par conséquent, des limites plus restrictives relatives à l'exploitation et aux systèmes de sûreté ont été imposées à l'appui de l'exploitation sûre de manière continue à 98 % de la pleine puissance. Des changements de conception ont été mis en oeuvre en même temps que le nouveau paramètre de déclenchement du système d'arrêt d'urgence (SAU) mentionné au point 1, et intégrés au logiciel des systèmes d'arrêt d'urgence afin de réduire les délais. Plus tard en 2002, et à l'appui du retour de la centrale nucléaire à 100 % de la pleine puissance, le titulaire de permis a terminé une analyse approfondie de l'APRP grave à l'aide de nouveaux programmes de physique du réacteur qui utilisent une méthode portant sur la limite des paramètres d'exploitation (LPE). Fondée sur les changements de conception précités et sur d'autres changements dans les conditions d'exploitation de la centrale dus à l'analyse de sûreté de la LPE, la CCSN a donné son approbation à la centrale nucléaire de Darlington relativement à la reprise de l'exploitation à 100 % de la pleine puissance au début de 2003. Par conséquent, OPG a proposé une analyse de sûreté exhaustive pour démontrer les marges d'APRP grave en utilisant la méthode BEAU décrite au paragraphe 4.2.2. Le titulaire de permis s'attend à ce que les résultats obtenus grâce à la méthode BEAU réduisent la charge sur l'exploitation due à des hypothèses trop prudentes et limitatives dans les analyses de sûreté.

BRUCE-B

Projet de combustible à faible coefficient de vide à Bruce Power

Bruce Power prévoit recharger en combustible les réacteurs de Bruce-B avec du combustible modifié contenant de l'uranium légèrement enrichi à partir de 2006. Les réacteurs de Bruce-B fonctionnent actuellement à 90 % de la pleine puissance en raison d'une limite d'exploitation imposée par la CCSN. Cette limite a été imposée lorsque des études ont révélé que les systèmes d'arrêt d'urgence ne fournissaient pas des marges de sûreté suffisantes pour certains accidents à faible probabilité. Le passage à 90 % de puissance permet d'assurer que les marges de sûreté nécessaires sont maintenues. Afin d'améliorer les marges de sûreté existantes et fournir par le fait même les fondements du retour des réacteurs de Bruce-B à 100 % de la pleine puissance, Bruce Power prévoit remplacer les grappes de combustible à 37 éléments existants par du combustible à faible coefficient de vide conçu par EACL. Ce combustible utilise une géométrie (grappes à 43 éléments) qui comprend un réseau de 42 éléments combustibles répartis dans trois anneaux autour d'un élément central. Pour réduire l'effet de réactivité positive due au vide associé à un grave accident de perte de caloporteur, l'élément central contient un absorbeur de neutrons (dysprosium), mélangé avec de l'uranium naturel. Tous les éléments qui restent dans la grappe contiennent de l'uranium légèrement enrichi. La géométrie des grappes comporte également des appendices de palier non chargés ayant pour but de favoriser la turbulence et le mélange du fluide de refroidissement entre les sous-canaux; cela permet d'augmenter les marges thermo-hydrauliques. Bruce Power prévoit réaliser une irradiation de démonstration en 2004.

PICKERING

Équipe d'inspection circonscrite en 2003

Dans le cadre du suivi des événements importants, la CCSN a réalisé une inspection en profondeur de la réponse de la centrale Pickering-B à la panne d'électricité du réseau survenue le 14 août 2003. Une équipe d'inspection multidisciplinaire, qui comptait un inspecteur de la USNRC, a réalisé un examen sur le site de la performance de la centrale durant l'événement, et a également évalué l'analyse de l'événement faite par le titulaire de permis ainsi que les mesures correctrices qui ont été mises en place par la suite. Le personnel de la CCSN a identifié un certain nombre de questions pertinentes sur le plan de la sûreté, liées à la conception des systèmes et aux conditions de l'équipement, dans le système électrique, le système de refroidissement d'urgence du cœur, le système d'eau du réseau d'extinction d'incendie, et le système d'eau de service, et a demandé au titulaire de permis de soumettre des plans d'action pour corriger les lacunes observées.

BRUCE-A

La plupart des interventions de la CCSN concernant Bruce-A ont porté sur le redémarrage des tranches 3 et 4. Les réponses du titulaire de permis, comme l'amélioration de la disponibilité de l'alimentation électrique de secours et l'ajout d'une zone de contrôle secondaire, sont décrites de manière approfondie à l'annexe 3.14.1.

GENTILLY-2 et POINT LEPREAU

Assurance de la qualité

Il s'agit d'une activité continue depuis la fin des années 1990 pour HQ et CEN N.-B. La condition de permis 3.4 comprend actuellement une date cible à laquelle les deux titulaires de permis devront mettre en oeuvre un programme d'assurance de la qualité qui est conforme aux exigences d'un ensemble de normes CSA. HQ et CEN N.-B. sont en train d'élaborer leurs programmes d'AQ. Les progrès se poursuivent, et tout indique qu'ils respecteront les délais. Le personnel de la CCSN a l'intention de vérifier les programmes une fois qu'ils auront été terminés et mis en oeuvre.

GENTILLY-2

1. Fissuration intergranulaire par corrosion sous contrainte (FICC) présumée dans le joint soudé d'une conduite d'alimentation

HQ a informé la CCSN le 2 juillet 2003 d'une fuite possible sur la conduite d'alimentation G-09 (sortie) dans la boîte des tuyaux d'alimentation du côté nord. Il s'agit d'un bout de conduite droit, et non d'un coude. La fuite a été identifiée comme provenant d'un joint soudé sur la conduite, sous une enveloppe de refroidissement. D'après les renseignements dont on dispose actuellement, il s'agit d'une soudure qui a été réparée lors de la phase de construction de la centrale. La surveillance a indiqué que le taux de fuite se situait entre 0,5 et 1 kg/heure. L'analyse initiale réalisée par EACL semble indiquer que la fissuration (au joint soudé) est une forme de fissuration intergranulaire par corrosion sous contrainte (FICC), soit le même type de mécanisme de détérioration que celui identifié dans les coudes de conduites d'alimentation de Point Lepreau. HQ et EACL (de même que l'industrie dans son ensemble, par le biais du GPC), est en train de déterminer les causes exactes de la fissuration dans la conduite G-09.

HQ a remplacé la conduite d'alimentation touchée à la fin du mois d'octobre 2003. De plus, à la demande du personnel de la CCSN, HQ a élargi la portée des inspections des conduites d'alimentation en vue d'inclure toutes les soudures à l'emboîtement des dispositifs d'alimentation (réparées et non

réparées) qui étaient sujettes à la fissuration. Aucune fissure additionnelle dans les soudures n'a été détectée.

OPG, Bruce Power et CEN N.-B. ont été avisées de la possibilité de FICC aux soudures réparées et devaient fournir de l'information sur : a) les soudures réparées sur les conduites d'alimentation, b) les méthodes de surveillance pour s'assurer qu'il n'y a pas de FICC et c) toutes les mesures préventives ou prédictives pour régler le problème. Les trois titulaires de permis ont fourni l'information demandée. Bruce Power a rapporté que les inspections effectuées n'avaient pas relevé de FICC nulle part. La CEN N.-B. a indiqué qu'elle avait l'intention de rencontrer le personnel de la CCSN pour discuter des travaux et plans en cours pour gérer le risque de FICC dans les soudures réparées. OPG a affirmé que ses limites et ses procédures de contrôle des fuites étaient adéquates pour détecter des fuites en temps voulu. OPG a inspecté des centaines de coudes de conduites d'alimentation (laminés à froid) et n'a observé aucune fissure. Le programme sera élargi pour inclure d'autres coudes serrés à angle faible. Les soudures réparées, qui sont accessibles, seront inspectées en 2004. Darlington prévoit mettre en œuvre un logiciel amélioré d'analyse des données sur les fuites des boîtes de dispositifs d'alimentation en 2004. OPG examine aussi d'autres méthodes de détection des fuites.

Annexe 3.14.4 : Sommaire des fiches de rendement de la CCSN concernant les programmes et le rendement des centrales nucléaires

La CCSN utilise cinq cotes pour évaluer les programmes et le rendement des titulaires de permis en regard de neuf « domaines de sûreté » désignés. Ces cotes sont définies dans le tableau A3.14.4.1. Les neuf domaines de sûreté, les programmes connexes et les facteurs examinés sont décrits au tableau 3.14.14.2. L'évaluation en regard des éléments de ces deux tableaux est axée sur les exigences réglementaires; par contre, les attentes en matière de rendement orientent et complètent le processus d'examen, en tenant compte que les titulaires de permis sont libres de proposer d'autres moyens de satisfaire à ces attentes. Les cotes et les définitions correspondantes sont résumées au tableau A3.14.4.3 pour aider le personnel de la CCSN à appliquer les critères d'évaluation.

Le tableau A3.14.4.4 résume le classement de toutes les centrales nucléaires du Canada pour les années 2001, 2002 et 2003. Il donne des détails pour chaque domaine de sûreté au regard de la nature et de la mise en œuvre des programmes des titulaires de permis. Se fondant sur cette information, le personnel de la CCSN a accordé la cote « B – Répond aux exigences » à toutes les centrales nucléaires canadiennes durant la période, après avoir considéré chacun des domaines de sûreté et l'importance des programmes correspondants ainsi que leur mise en œuvre par rapport au rendement global de la centrale. Les paragraphes suivants explicitent les observations du personnel de la CCSN par rapport à l'information dans le tableau A3.14.4.4.

Bruce-A et Bruce-B : Au cours de la période de référence, Bruce Power a exploité les quatre tranches de la centrale de Bruce-B. À la fin de 2003, les tranches 3 et 4 de Bruce-A ont été remises en service. Bruce Power exploite donc actuellement une structure à six tranches et, par conséquent, tous les programmes de sûreté valent pour les six tranches. En 2003, la nature et la mise en œuvre des programmes de Bruce Power répondaient aux exigences réglementaires de la CCSN ou leur étaient supérieures dans tous les domaines de sûreté. En matière de radioprotection, une nouvelle attente s'est ajoutée en 2003 pour que les centrales respectent les normes de la CSA concernant l'utilisation de respirateurs. En 2003, le personnel de la CCSN a constaté que le programme de protection respiratoire de Bruce Power ne couvrait que les applications non radiologiques. En réponse à cette évaluation, Bruce Power a soumis un plan portant sur l'ajout de respirateurs pour protéger le personnel contre les dangers radiologiques. L'entreprise a amélioré l'assurance de la qualité et a satisfait aux exigences réglementaires de la CCSN en 2003 pour ce qui est de l'assurance du rendement. Bruce Power examine actuellement la possibilité de remettre en service les tranches 1 et 2 de la centrale Bruce-A.

Darlington : Au cours de la période de référence, OPG a satisfait aux exigences réglementaires dans la plupart des domaines de sûreté, voire a fait mieux encore dans certains cas. La performance en exploitation est passée de « C – Inférieur aux exigences » en 2001 à « B – Répond aux exigences » au cours des années subséquentes. Un examen indépendant mené en 2001 par le personnel de la CCSN a montré que certaines faiblesses dans plusieurs programmes contribuaient à accroître le nombre de transitoires. Pour ce qui est de l'assurance du rendement, des lacunes particulières dans la mise en œuvre de l'assurance de la qualité, du rendement humain, de la formation et de l'accréditation du personnel sont toujours l'objet d'une surveillance étroite de la part du personnel de la CCSN. Le titulaire de permis n'a pas pu répondre aux exigences d'AQ imposées par les normes de la CSA en ce qui concerne la maintenance ou la réparation des composantes et systèmes sous pression. En outre, le personnel de la CCSN continue de surveiller et d'évaluer les progrès du titulaire de permis, qui restent plus lents que prévu, pour ce qui est d'établir des programmes de formation fondés sur une ASF pour tous les groupes affectés aux opérations et à la maintenance. Le personnel de la CCSN appliquera diverses activités de conformité pour surveiller et évaluer les progrès d'OPG s'agissant de répondre aux exigences pour la mise en œuvre des programmes d'assurance du rendement. Le programme de radioprotection de Darlington sera évalué à nouveau, en regard des normes de la CSA concernant l'usage de respirateurs.

Pickering-A : OPG a répondu aux exigences et aux attentes ou a même fait mieux dans la plupart des domaines de sûreté à Pickering-A. Toutefois, dans le domaine de l'assurance du rendement, la cote attribuée pour la mise en œuvre est « C – Inférieur aux exigences ». Cela est attribuable à la difficulté de Pickering-A à mettre en œuvre deux programmes dans ce domaine, à savoir la gestion de la qualité et la formation. Les difficultés relatives au programme de gestion de la qualité étaient liées à la mise en œuvre efficace et en temps voulu de mesures correctives par le titulaire de permis en réponse aux conclusions d'une inspection de la CCSN. Le personnel de la CCSN continue de surveiller les progrès d'OPG dans ce dossier qui devrait se terminer au milieu de 2004. Pour ce qui est de la formation, la mise en œuvre de l'ASF ne répond pas aux attentes du personnel de la CCSN en ce moment, même si des améliorations ont été notées en 2003 et que le titulaire de permis continue de s'attaquer aux questions liées au transfert des examens d'accréditation du personnel des centrales de la CCSN aux titulaires de permis.

Pickering-B : OPG a répondu aux exigences ou a même fait mieux dans tous les domaines de sûreté sauf deux : exploitation ainsi que conception et analyse. Pour ce qui est de l'exploitation, la cote attribuée est « C – Inférieur aux exigences » étant donné la fréquence croissante des problèmes d'équipements qui déclenchent des transitoires et compliquent l'application des mesures correctives pertinentes. Il y a eu aussi un nombre croissant de prolongations des arrêts planifiés à cause de problèmes d'équipement. En août 2003, la perte de l'alimentation électrique en Ontario et dans le nord-est des États-Unis a provoqué une défaillance grave de système fonctionnel de deux réacteurs. La CCSN a procédé à une inspection circonscrite pour évaluer la réaction d'OPG et les mesures correctives prévues relativement aux problèmes de conception qui ont contribué à ces défaillances. Il en est résulté un « C – Inférieur aux exigences » pour le programme et sa mise en œuvre à l'égard de la conception étant donné l'importance des problèmes de conception à résoudre. En matière de radioprotection, une nouvelle attente a été introduite en 2002 en fonction des normes de la CSA concernant l'usage de respirateurs. À la fin de 2002, le personnel de la CCSN a évalué le programme de protection respiratoire d'OPG et constaté qu'il était limité aux applications non radiologiques. OPG a ensuite déposé un plan de modification visant l'intégration à son programme des respirateurs destinés à protéger des risques radiologiques.

Gentilly-2 : HQ a répondu aux exigences ou a même fait mieux dans la plupart des domaines de sûreté au cours de la période de référence. Toutefois, le personnel de la CCSN a estimé que plusieurs programmes étaient, du point de vue du contenu ou de la mise en œuvre, inférieurs aux exigences de la CCSN. La plupart d'entre eux ont été améliorés pendant la dernière partie de la période de référence. C'est le cas du programme de protection de l'environnement, « C – Inférieur aux exigences » pendant la première année mais passé à « B – Répond aux exigences » par la suite. Le point le plus grave concerne l'élaboration et la mise en œuvre d'un programme d'assurance de la qualité qui répondrait aux normes de la CSA. HQ a déployé beaucoup d'efforts à cette fin, mais le personnel de la CCSN s'inquiète du temps mis à y parvenir. Par conséquent, une condition a été ajoutée au permis d'exploitation en matière d'assurance de la qualité. HQ a beaucoup progressé en regard de la date limite du 31 octobre 2004 imposée sur le permis. Le programme de radioprotection de Gentilly-2 sera évalué en regard de la nouvelle attente relative aux normes de la CSA sur l'usage de respirateurs. Le volet mise en œuvre a obtenu la cote « C – Inférieur aux exigences » pendant la période de référence, étant donné les faiblesses observées pendant les évaluations sur place, et notamment le respect des procédures et les travaux liés au système du modérateur. Le personnel de la CCSN continue de surveiller les progrès accomplis par HQ en vue de redresser la situation.

Point Lepreau : La CEN N.-B. a satisfait voire dépassé les exigences de la CCSN dans la plupart des domaines de sûreté, si ce n'est pour deux programmes (contenu ou mise en œuvre) en 2003. Le titulaire de permis a toutefois lancé des initiatives d'amélioration. La plus importante est l'élaboration et la mise en œuvre d'un programme d'assurance de la qualité qui serait conforme aux exigences associées aux normes pertinentes de la CSA. CEN N.-B. a fait des progrès depuis 2000, mais ils sont plus lents que prévu. La date limite a donc été reportée à mars 2005. CEN N.-B. fait actuellement part de ses progrès

tous les six mois à la CCSN. L'autre initiative, qui touche le programme de préparation aux situations d'urgence, se déroule bien. Les documents ont été révisés et soumis à la CCSN pour examen. En outre, la CCSN a évalué un exercice d'intervention d'urgence à échelle réelle dirigé par CEN N.-B. vers la fin de 2003. L'exercice, qui faisait appel à des intervenants de nombreuses organisations externes, a permis de valider les plans et procédures d'urgence. La CCSN a conclu que le titulaire de permis répondait à ses exigences au cours de cet exercice. En 2003, l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA) a dû vérifier les matières nucléaires dans les piscines de stockage du combustible irradié après qu'une panne d'électricité a touché temporairement les équipements de sécurité installés par l'AIEA. C'est pourquoi la cote attribuée pour la mise en œuvre des garanties a été réduite à « B – Répond aux exigences ». En matière de radioprotection, une nouvelle attente a été introduite en 2003 visant l'application des normes de la CSA sur l'usage de respirateurs. Cette même année, l'évaluation du programme de protection respiratoire a montré au personnel de la CCSN que le programme était limité aux applications non radiologiques. La CEN N.-B. a soumis un plan de modification visant à ajouter l'usage de respirateurs de protection contre les risques radiologiques.

Tableau 3.14.4.1 : Liste et définition des cotes d'évaluation de la CCSN**A – Supérieur aux exigences**

Les sujets ou programmes évalués respectent et dépassent constamment les exigences et les attentes de la CCSN en matière de rendement. Le rendement est stable ou s'améliore. Les problèmes qui surviennent sont réglés rapidement afin qu'ils ne présentent pas de risque indu pour le maintien de la santé et de la sécurité des personnes, la sécurité, la protection de l'environnement ou le respect des obligations internationales que le Canada a assumées.

B – Répond aux exigences

Les sujets ou programmes évalués respectent la lettre et l'esprit des exigences et des attentes de la CCSN en matière de rendement. On constate seulement un léger écart par rapport aux exigences ou aux attentes relatives à la conception et (ou) à l'exécution des programmes, mais l'écart ne présente pas un risque indu pour le maintien de la santé et de la sécurité des personnes, la sécurité, la protection de l'environnement ou le respect des obligations internationales que le Canada a assumées. En d'autres termes, il y a dérapage par rapport aux exigences et aux attentes à l'égard de la conception et de l'exécution des programmes. Toutefois, on estime que les problèmes relevés posent seulement un risque faible quant au respect des exigences réglementaires et à la satisfaction des attentes de la CCSN en matière de rendement.

C – Inférieur aux exigences

Le rendement se détériore et il est inférieur aux attentes, ou encore les sujets et les programmes évalués ne respectent pas la lettre ou l'esprit des exigences de la CCSN, dans la mesure où il existe un risque modéré que les programmes ne permettront pas de répondre aux attentes quant au maintien de la santé et de la sécurité des personnes, la sécurité, la protection de l'environnement ou le respect des obligations internationales que le Canada a assumées. Dans le court terme, le risque de ne pas répondre aux exigences réglementaires demeure faible, mais le rendement ou les programmes doivent s'améliorer pour que les lacunes relevées soient comblées. Le titulaire ou le demandeur de permis prend les mesures voulues ou les a prises.

D – Très inférieur aux exigences

Les sujets ou les programmes évalués sont nettement en dessous des exigences, ou encore on constate un rendement faible continu, dans la mesure où des programmes complets sont compromis. Si des mesures correctives ne sont pas prises, il est fort probable que les lacunes relevées entraîneront un risque indu pour le maintien de la santé et de la sécurité des personnes, la sécurité, la protection de l'environnement ou le respect des obligations internationales que le Canada a assumées. Le titulaire ou le demandeur de permis ne règle pas les problèmes de façon efficace. Il n'a pas pris les mesures correctives qui s'imposent ou fourni un plan d'action de rechange.

E – Inacceptable

Une absence, une insuffisance totale, une défaillance ou une perte de contrôle d'un sujet ou d'un programme évalués sont manifestes. Il est fort probable que les lacunes relevées entraîneront un risque indu pour le maintien de la santé et de la sécurité des personnes, la sécurité, la protection de l'environnement ou le respect des obligations internationales que le Canada a assumées. La CCSN sera intervenue ou interviendra, par exemple en émettant un ordre ou une ordonnance ou en prenant une mesure restrictive à l'égard du permis, pour assurer que la situation est corrigée.

Tableau A3.14.4.2 Domaines de sûreté, programmes, éléments d'examen et mesures servant à l'évaluation du rendement des centrales nucléaires canadiennes par la CCSN

Domaine de sûreté	Programmes	Éléments examinés
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 physique 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 sur le terrain • Inspections des salles de commande • Respect des procédures • Communications • Contrôle des changements (autorisations, gestion de la configuration) • Gestion des arrêts • Vérifications dans les centrales (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 acquise (expérience d'exploitation) • 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 culture de sûreté
	3. Formation	<ul style="list-style-type: none"> • Compétences et capacités du personnel • Méthodes et procédures de formation • Formation du personnel accrédité (examens, normes, procédures)

Domaine de sûreté	Programmes	Éléments examinés
		<ul style="list-style-type: none"> • Formation du personnel non accrédité • Installations et services de soutien (simulateur, outils, classe)
3. Conception et analyse	1. Analyse de la sûreté	<ul style="list-style-type: none"> • Mise à jour des rapports de sûreté • Critères de délivrance de permis (hypothèses) • Paramètres d'exploitation sûre (politiques et principes d'exploitation) • Méthodes ainsi que vérification et validation des modèles • Vieillesse (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 à la conception (améliorations de la sûreté, liens avec les événements, mesures correctives, expérience d'exploitation, facteurs humains)
4. Aptitude fonctionnelle de l'équipement	1. Maintenance	<ul style="list-style-type: none"> • Contrôle des travaux et maintenance (permis et procédures) • Respect des procédures (procédures et outils) • Planification (activités de maintenance et réduction des retards, maintenance corrective, maintenance préventive) • Surveillance et inspection • Gestion du cycle de vie des centrales (vieillesse et obsolescence) • Installations, équipement et matériaux • Magasins et entrepôts • Gestion de la configuration
	2. Intégrité structurelle	<ul style="list-style-type: none"> • Composants pressurisés • Inspection en cours de fonctionnement • Programmes d'aptitude fonctionnelle
	3. Fiabilité	<ul style="list-style-type: none"> • Études probabilistes des risques, modèles et méthodes • Rendement en cas d'indisponibilité des systèmes
	4. Qualification de l'équipement	<ul style="list-style-type: none"> • Environnement • Secousses sismiques • Protection contre l'incendie • Qualité • Interférences électroniques ou magnétiques • Contrôle de la chimie de l'eau

Domaine de sûreté	Programmes	Éléments examinés
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 de formation à l'intervention en cas d'urgence • Installations et méthodes d'intervention en cas d'urgence
6. Protection de l'environnement	1. Systèmes de gestion de l'environnement	<ul style="list-style-type: none"> • Systèmes de protection de l'environnement • Réduction des rejets • Prévention de la pollution
	2. Surveillance des effluents et de l'environnement	<ul style="list-style-type: none"> • Sol contaminé • Matières dangereuses • Réduction au minimum et prévision de la quantité de déchets • Rejets de substances nucléaires et d'autres substances dangereuses • Examen des rejets imprévus • Évaluation des risques environnementaux
7. Radio-protection	1. Exposition du personnel	<ul style="list-style-type: none"> • Contrôle de l'exposition au rayonnement (ALARA, planification des doses pendant les arrêts) • Seuils d'intervention • Mesures de contrôle de la contamination
	2. Gestion des déchets de la centrale	<ul style="list-style-type: none"> • Stocks de substances nucléaires • Traitement et entreposage des déchets • Transport et élimination des déchets
8. Sécurité des sites	1. Sécurité sur le site	<ul style="list-style-type: none"> • Installations et équipement • Contrôle de l'accessibilité • Exercices de sécurité sur le site
9. Garanties	1. Garanties	<ul style="list-style-type: none"> • Protocole de communication • Obligations • Rapports et registres • Installations et équipements

Tableau A3.14.4.3 : Guide d'évaluation et intervention et mesures éventuelles de la CCSN

Catégorie	Intervention et mesures réglementaires éventuelles de la CCSN
A – Supérieur aux exigences	Aucune activité particulière en regard de la conformité. Application du programme de conformité ordinaire.
B – Répond aux exigences	Prestation d'information et de recommandations destinées à promouvoir l'amélioration de la conformité ou à suggérer des améliorations. Les écarts par rapport aux programmes et les lacunes du rendement ne justifient pas d'activités de conformité particulières.
C – Inférieur aux exigences	Prestation d'informations supplémentaires pour promouvoir la conformité; détermination des points que le personnel de la CCSN devra vérifier au cours des examens et inspections ultérieurs; demandes particulières et avis, assorties d'objectifs et de dates d'échéance précis. La CCSN peut également envisager de recommander l'ajout de conditions au permis pour combler les lacunes constatées.
D – Très inférieur aux exigences	Mesures d'applications de plus en plus rigoureuses; recommandation d'ajout de conditions plus rigoureuses au permis; ordonnance si la situation le justifie.
E – Inacceptable	Selon la nature du risque et des lacunes, mesures d'application de plus en plus rigoureuses, y compris enquête officielle en vue de poursuites éventuelles; recommandation d'ajout de conditions plus restrictives au permis; si la situation le justifie, ordonnance exigeant l'application de mesures correctives ou la suspension des activités.

Tableau A3.14.4.4 : Sommaire des fiches de rendement des titulaires de permis du Canada au regard des programmes (P) et de leur mise en œuvre (M) en 2001, 2002 et 2003

	Année	Bruce-A			Bruce-B			Darlington			Pickering-A			Pickering-B			Gentilly-2			Point Lepreau		
		01	02	03	01	02	03	01	02	03	01	02	03	01	02	03	01	02	03	01	02	03
Domaine de sûreté																						
Exploitation	P	-	B	B	B	B	B	B	B	B	-	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B
	M	-	B	B	B	B	B	C	B	B	-	B	B	C	B	C	B	B	B	B	B	B
Assurance du rendement	P	-	B	B	B	B	B	B	B	B	-	B	B	B	B	B	C	C	C	C	C	C
	M	-	C	B	C	C	B	C	C	C	-	B	C	C	C	B	C	C	C	C	C	C
Conception et analyse	P	-	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	C	B	B	B	B	B	B
	M	-	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	C	B	B	B	B	B	B
Aptitude fonctionnelle de l'équipement	P	-	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B
	M	-	C	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B
Préparation aux situations d'urgence	P	A	A	A	A	A	A	A	A	A	A	A	A	A	A	A	A	A	A	B	A	A
	M	A	A	A	A	A	A	A	A	A	A	A	A	A	A	A	A	A	A	B	C	C
Protection de l'environnement	P	B	B	B	B	B	B	C	B	B	B	B	B	B	B	C	B	B	C	B	B	
	M	A	B	B	A	B	B	A	B	B	A	B	B	A	B	B	A	B	B	A	B	B
Radioprotection	P	A	A	B	A	A	B	A	A	A	A	A	B	A	A	B	A	A	A	A	A	B
	M	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	C	C	C	B	B	B
Sécurité des sites	P	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B
	M	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B
Garanties	P	A	A	A	A	A	A	A	A	A	A	A	A	A	A	A	A	A	A	A	A	A
	M	A	A	A	A	A	A	A	A	A	A	A	A	A	A	A	A	A	A	A	A	B

Légende

A = Supérieur aux exigences B = Répond aux exigences C = Inférieur aux exigences D = Très inférieur aux exigences E = Inacceptable

* P Programme

** M Mise en œuvre

Année 01, 02 03 Années 2001, 2002 et 2003

Blanc intentionnel

Annexe 3.15.1 : Doses reçues par le personnel des centrales nucléaires du Canada

Le *Règlement sur la radioprotection* adopté par la CCSN en mai 2000 englobe les recommandations faites en 1990 par la Commission internationale de protection radiologique. Les travailleurs des centrales nucléaires du Canada ne doivent pas recevoir une dose supérieure à 50 mSv par année et à 100 mSv au cours d'une période de cinq ans. En outre, les titulaires de permis du Canada doivent faire en sorte que toutes les doses soient les plus faibles qu'il est raisonnablement possible d'atteindre (principe ALARA), compte tenu des facteurs sociaux et économiques. Le respect du principe ALARA en la matière passe par :

- la surveillance des méthodes de travail par la direction,
- la qualification et la formation du personnel,
- le contrôle de l'exposition du personnel et du public aux rayonnements,
- la planification de l'intervention en cas de situation inhabituelle.

L'exposition des travailleurs du nucléaire aux rayonnements doit être mesurée par un service de dosimétrie autorisé par la CCSN. La CCSN accrédite ces services sur la base de critères rigoureux de justesse, de précision et d'assurance de la qualité. Les services accrédités présentent les résultats des mesures tous les trois mois au Fichier dosimétrique national (FDN), tenu par Santé Canada.

Les données du FDN, résumées dans le tableau A3.15.1 ci-dessous, montrent la dose annuelle moyenne, la dose collective et la dose maximale reçue par les travailleurs dans les centrales nucléaires du Canada de 1997 à 2002. Comme on le voit, aucun travailleur n'a reçu une dose supérieure à la limite annuelle de 50 mSv et aucun n'a reçu une dose supérieure à la limite de 100 mSv fixée pour cinq ans.

Tableau A3.15.1 : Sommaire des doses professionnelles de 1997 à 2002

	Année	Dose moyenne* (mSv)	Dose collective Personne-sievert	Dose individuelle maximale (mSv)
Bruce-A	1997	0,93	3,05	19,48
	1998	0,39	0,95	18,41
	1999	0,10	0,33	7,77
	2000	0,09	0,26	6,57
	2001	0,16	0,96	9,30
	2002	0,62	3,38	21,88
Bruce-B	1997	0,90	1,64	21,85
	1998	1,24	3,03	19,26
	1999	0,96	4,00	19,31
	2000	1,13	4,71	19,03
	2001	0,67	5,53	24,13
	2002	0,72	3,62	17,03
Darlington	1997	0,45	0,97	9,3
	1998	0,36	0,93	8,03
	1999	0,66	2,27	12,98
	2000	0,52	1,69	10,21
	2001	0,52	2,13	12,31
	2002	0,47	1,98	10,92

Gentilly-2	1997	1,69	1,92	19,34
	1998	1,44	1,73	18,06
	1999	0,76	1,79	17,42
	2000	0,45	1,14	14,73
	2001	0,52	1,18	17,33
	2002	0,66	1,52	15,54
	Pickering-A et Pickering-B	1997	0,70	3,45
1998		0,60	2,63	12,61
1999		0,60	2,66	13,57
2000		0,55	2,67	13,20
2001		0,62	5,14	14,33
2002		0,62	5,72	17,23
Point Lepreau		1997	1,17	1,32
	1998	0,66	0,81	14,01
	1999	0,98	1,29	15,13
	2000	0,52	0,85	14,25
	2001	0,47	0,62	12,02
	2002	0,70	1,26	15,17

* « Dose » s'entend de la dose efficace.

Annexe 3.15.2 : Rejets radiologiques des centrales nucléaires du Canada

Toutes les centrales nucléaires rejettent des quantités négligeables 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 en 2000, 2001 et 2002. Elle compare en outre les rejets aux limites imposées par la CCSN. Il apparaît que, dans presque tous les 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.

Les substances radioactives rejetées dans l'environnement par l'intermédiaire des effluents gazeux et des effluents liquides des centrales nucléaires peuvent entraîner des doses au public par irradiation directe. Ces doses font l'objet de limites fixées par le *Règlement sur la radioprotection* de la CCSN. La dose efficace est ainsi limitée à 1 mSv.

Les doses reçues par les membres du public par suite des rejets ordinaires des centrales nucléaires sont trop faibles pour être directement mesurables. Pour s'assurer que la limite de dose du public n'est pas dépassée, donc, la CCSN limite la quantité de substances radioactives qu'une centrale peut rejeter. Ces limites d'effluents sont calculées à partir de la limite de dose du public et sont appelées « limites opérationnelles dérivées » (LOD). Qui plus est, l'industrie fixe des objectifs qui ne représentent qu'un faible pourcentage de ces LOD, suivant le principe ALARA. Les objectifs sont propres à chaque installation, selon les facteurs propres à chacune.

Les méthodes de calcul des LOD se perfectionnent et les titulaires de permis doivent donc revoir leurs LOD. Simultanément, ils revoient les hypothèses relatives à l'exposition des groupes les plus à risque, par exemple, le lieu et le style de vie et l'emplacement des fermes laitières. En outre, les titulaires de permis peuvent se fonder sur des données propres à leurs installations, obtenues grâce à leurs programmes de surveillance continue de l'environnement, telles les facteurs de dispersion des liquides ou des sondages auprès de la population locale. Ces changements de méthodes ont eu pour effets finals de hausser certaines LOD et d'en réduire d'autres, selon l'importance relative des diverses trajectoires. Il se peut que les LOD soient modifiées de nouveau, à mesure que changent les méthodes ou paramètres de calcul. Sans compter que comme elles sont fondées sur une disposition réglementaire qui fixe la limite de dose du public, une modification en ce sens dans le règlement pourrait entraîner d'autres changements.

Les tableaux A3.15.2.1 et A3.15.2.2 montrent les LOD des diverses centrales nucléaires canadiennes et les quantités réelles d'effluents gazeux et liquides des centrales. Ils montrent que, dans la plupart des cas, les rejets sont à moins de 1 % des LOD fixées pour les centrales correspondantes.

Tableau A3.15.2.1 Effluents gazeux rejetés par les centrales nucléaires canadiennes (2000 à 2002)

	Oxyde de tritium (TBq)	Carbone-14 (TBq)	Gaz rares (TBq-Mev)	Iode-131 (TBq)	Particules (TBq)
Bruce-A (voir note 1)					
<i>LOD,</i> 2000	3,8 E05	2,8 E03	2,5 E05	1,2 E00	2,7 E00
<i>Depuis 2001</i>	8,8 E04	5,7 E02	5,0 E04	1,2 E00	2,1 E00
2000	2,1 E 02	3,5 E-01	1,1 E01	1,2 E-5	6,1 E-06
2001	2,3 E02	3,9 E-01	S.o.*	S.o.	4,1 E-06
2002	1,5 E02	3,9 E-01	S.o.	S.o.	4,7 E-06
Bruce-B (voir note 1)					
<i>LOD,</i> 2000	4,7 E05	3,0 E03	6,1 E05	1,3 E00	4,8 E00
<i>Depuis 2001</i>	9,3 E04	6,0 E02	1,2 E05	1,3 E00	2,5 E00
2000	4,9 E02	4,1 E00	7,2 E01	5,5 E-05	7,9 E-05
2001	4,2 E02	2,7 E00	6,1 E01	2,8 E-05	1,4 E-04
2002	4,3 E02	2,1 E00	5,6 E01	4,9 E-05	1,1 E-04
Darlington (voir note 1)					
<i>LOD,</i> 2000	2,1 E05	1,4 E03	2,1 E05	6,0 E-01	4,4 E00
<i>Depuis 2001</i>	4,6 E04	1,5 E02	3,1 E04	3,3 E-01	9,4 E-01
2000	2,3 E02	2,8 E00	1,5 E02	7,5 E-05	8,6 E-05
2001	2,4 E02	2,6 E00	1,8 E01	1,3 E-04	5,6 E-05
2002	1,9 E02	2,8 E00	1,5 E01	1,5 E-04	8,7 E-05
Gentilly					
<i>DRL</i>	4,4 E05	9,1 E02	1,7 E05	1,3 E00	1,9 E00
2000	2,5 E02	2,3 E-01	2,6 E00	6,4 E-08	9,0 E-06
2001	1,9 E02	4,0 E-01	1,9 E00	ND	8,3 E-06
2002	1,8 E02	3,7 E-01	6,9 E-01	1,4 E-07	5,0 E-06
Pickering-A (voir note 1)					
<i>LOD,</i> 2000	3,4 E05	8,8 E03	8,3 E04	2,4 E-00	5,0 E00
<i>Depuis 2001</i>	7,0 E04	1,8 E03	1,7 E04	2,2 E-00	1,2 E-00
2000	1,8 E02	1,9 E-01	2,7 E02	6,7 E-05	3,5 E-04
2001	3,1 E02	1,6 E-01	2,8 E02	7,8 E-05	3,5 E-04
2002	2,3 E02	1,9 E-01	2,7 E02	6,7 E-05	3,6 E-04
Pickering-B (voir note 1)					
<i>LOD,</i> 2000	3,4 E05	8,8 E03	8,3 E04	2,4 E00	5,0 E00
<i>Depuis 2001</i>	7,0 E04	1,8 E03	1,7 E04	2,2 E00	1,2 E00
2000	2,7 E02	1,1 E01	2,1 E02	9,8 E-05	2,4 E-05
2001	2,7 E02	6,3 E00	2,1 E02	1,0 E-04	2,6 E-05
2002	2,8 E02	1,8 E00	2,0 E02	9,8 E-05	2,0 E-05
Point Lepreau					
<i>LOD</i>	4,3 E05	3,3 E03	7,3 E04	9,9 E00	5,2 E00
2000	1,3 E02	2,3 E-01	5,0 E00	ND**	1,1 E-06
2001	1,4 E02	2,2 E-01	5,9 E00	ND	ND
2002	1,3 E02	2,9 E-01	3,2 E00	ND	ND

Note 1 : Depuis 2001, les LOD rapportées par OPG et Bruce Power sont 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. Elles seront remplacées au terme d'une révision plus complète.

* S.o. Sans objet (Nota : en 2000, OPG a mis à l'arrêt tous les moniteurs de cheminée non contaminés et tous les moniteurs de cheminée contaminés par des gaz rares et de l'iode de la centrale nucléaire de Bruce-A.)

** ND Non détecté.

Tableau A3.15.2.2 : Rejets d'effluents liquides des centrales nucléaires canadiennes (2000 à 2002)

	Oxyde de tritium (TBq)	Bêta-gamma brut (TBq)	Carbone-14 (TBq)
Bruce-A			
<i>LOD, jusqu'en 2000</i>	<i>1,7 E06</i>	<i>2,0 E01</i>	<i>4,5 E02</i>
<i>Depuis 2001</i>	<i>4,5 E04</i>	<i>5,8 E-01</i>	<i>1,1 E01</i>
2000	9,0 E00	1,0 E-3	2,4 E-02
2001	1,3 E01	7,0 E-4	6,4 E-03
2002	6,4 E01	8,1 E-4	1,4 E-03
Bruce-B			
<i>LOD, jusqu'en 2000</i>	<i>3,0 E06</i>	<i>2,3 E01</i>	<i>4,8 E02</i>
<i>Depuis 2001</i>	<i>6,0 E05</i>	<i>4,9 E00</i>	<i>9,1 E01</i>
2000	2,7 E02	1,7 E-03	5,2 E-03
2001	1,5 E02	2,4 E-03	3,1 E-03
2002	3,5 E02	3,0 E-03	7,1 E-03
Darlington			
<i>LOD, jusqu'en 2000</i>	<i>5,3 E06</i>	<i>1,3 E02</i>	<i>3,2 E03</i>
<i>Depuis 2001</i>	<i>8,8 E05</i>	<i>2,6 E01</i>	<i>6,0 E02</i>
2000	1,1 E02	1,3 E-02	2,8 E-03
2001	9,4 E01	5,6 E-03	3,0 E-03
2002	6,9 E01	8,5 E-03	1,7 E-03
Gentilly			
<i>LOD</i>	<i>1,2 E06</i>	<i>5,3 E00</i>	<i>1,0 E02</i>
2000	3,4 E02	9,4 E-04	3,2 E-02
2001	4,5 E02	1,2 E-03	3,4 E-02
2002	5,0 E02	1,3 E-03	2,6 E-02
Pickering-A			
<i>LOD, jusqu'en 2000</i>	<i>8,3 E05</i>	<i>9,7 E00</i>	<i>Note 1</i>
<i>Depuis 2001</i>	<i>1,7 E05</i>	<i>2,0 E00</i>	
2000	1,1 E02	2,9 E-03	Note 1
2001	1,3 E02	2,1 E-03	Note 1
2002	7,7 E01	2,9 E-03	Note 1
Pickering-B			
<i>LOD, jusqu'en 2000</i>	<i>8,3 E05</i>	<i>9,7 E00</i>	<i>1,4 E02</i>
<i>Depuis 2001</i>	<i>1,7 E05</i>	<i>2,0 E00</i>	<i>2,6 E01</i>
2000	1,1 E02	1,3 E-02	7,3 E-03
2001	2,0 E02	1,1 E-02	3,3 E-03
2002	2,1 E02	1,4 E-02	1,5 E-03
Point Lepreau			
<i>LOD</i>	<i>1,6 E07</i>	<i>1,6 E01</i>	<i>3,0 E02</i>
2000	9,6 E01	1,2 E-03	1,8 E-03
2001	1,5 E02	1,3 E-03	2,8 E-03
2002	1,4 E02	3,0 E-03	3,4 E-03

Note 1: Depuis 1999, les rejets de carbone-14 dans les effluents liquides de Pickering-A sont comptabilisés avec les rejets liquides de carbone-14 de Pickering-B.

