



Rapport annuel 2006 du personnel de la CCSN sur le rendement en matière de sûreté des centrales nucléaires au Canada

INFO-0761



Juin 2007

**RAPPORT ANNUEL 2006 DU PERSONNEL DE LA CCSN
SUR LE RENDEMENT EN MATIÈRE DE SÛRETÉ
DES CENTRALES NUCLÉAIRES AU CANADA**

INFO-0761

Publié par la
Commission canadienne de sûreté nucléaire
Juin 2007

Rapport annuel 2006 du personnel de la CCSN sur le rendement en matière de sûreté des centrales nucléaires au Canada

Document INFO-0761

Publié par la Commission canadienne de sûreté nucléaire

© Ministre des Travaux publics et Services gouvernementaux Canada, 2007

La reproduction d'extraits du présent document à des fins personnelles est autorisée à condition que la source soit indiquée en entier. Toutefois, sa reproduction en tout ou en partie à des fins commerciales ou de redistribution nécessite l'obtention préalable d'une autorisation écrite de la Commission canadienne de sûreté nucléaire.

Numéro de catalogue CC171-1/2006F-PDF

ISBN 978-0-662-09601-6

This document is available in English under the title "Annual CNSC Staff Report for 2006 on the Safety Performance of the Canadian Nuclear Power Industry".

Disponibilité du présent document

Le présent document est disponible sur le site Web de la CCSN à l'adresse www.suretenucleaire.gc.ca. Pour en commander une copie papier en anglais ou en français, veuillez communiquer avec le :

Bureau des communications et des affaires réglementaires
Commission canadienne de sûreté nucléaire
280, rue Slater
Case postale 1046, Succursale B
Ottawa (Ontario) K1P 5S9
CANADA

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

Télécopieur : (613) 995-2915

Courriel : info@cnsccsn.gc.ca

TABLE DES MATIÈRES

RÉSUMÉ	1
INTRODUCTION	2
Figure 1: Domaines de sûreté et programmes	4
Figure 2: Emplacements des centrales nucléaires au Canada et données relatives à celles-ci	5
SECTION 1	6
SÛRETÉ DE L'EXPLOITATION DES CENTRALES NUCLÉAIRES, PAR SITE	6
1.1 BRUCE-A et BRUCE-B	7
1.1.1 Exploitation	7
1.1.2 Assurance du rendement	8
1.1.3 Conception et analyse	12
1.1.4 Aptitude fonctionnelle de l'équipement	18
1.1.5 Préparation aux situations d'urgence	21
1.1.6 Protection environnementale	21
1.1.7 Radioprotection	22
1.1.8 Sécurité des sites	22
1.1.9 Garanties	22
1.1.10 Mise à jour relative aux autres projets et initiatives d'importance	23
1.1.11 Conclusion	24
1.2 DARLINGTON	26
1.2.1 Exploitation	26
1.2.2 Assurance du rendement	28
1.2.3 Analyse et conception	30
1.2.4 Aptitude fonctionnelle de l'équipement	31
1.2.5 Préparation aux situations d'urgence	34
1.2.6 Protection environnementale	35
1.2.7 Radioprotection	35
1.2.8 Sécurité des sites	36
1.2.9 Garanties	36

1.3 PICKERING-A.....	37
1.3.1 Exploitation	37
1.3.2 Assurance du rendement.....	39
1.3.3 Analyse et conception	42
1.3.4 Aptitude fonctionnelle de l'équipement	43
1.3.5 Préparation aux situations d'urgence.....	45
1.3.6 Protection environnementale.....	45
1.3.7 Radioprotection	46
1.3.8 Sécurité des sites	46
1.3.9 Garanties	47
1.3.10 Mise à jour relative aux autres projets et initiatives d'importance	47
1.4 PICKERING-B.....	48
1.4.1 Exploitation	48
1.4.2 Assurance du rendement.....	50
1.4.3 Conception et analyse.....	52
1.4.4 Aptitude fonctionnelle de l'équipement	54
1.4.5 Préparation aux situations d'urgence.....	57
1.4.6 Protection environnementale.....	57
1.4.7 Radioprotection	58
1.4.8 Sécurité des sites	58
1.4.9 Garanties	58
1.4.10 Mise à jour relative aux autres projets et initiatives d'importance	58
1.5 GENTILLY-2.....	60
1.5.1 Exploitation	60
1.5.2 Assurance du rendement.....	61
1.5.3 Conception et analyse.....	64
1.5.4 Aptitude fonctionnelle de l'équipement	65
1.5.5 Préparation aux situations d'urgence.....	67
1.5.6 Protection environnementale.....	68
1.5.7 Radioprotection	68
1.5.8 Sécurité des sites	69

1.5.9	Garanties	69
1.5.10	Mise à jour relative aux autres projets et initiatives d'importance	69
1.6	POINT LEPREAU	70
1.6.1	Exploitation	70
1.6.2	Assurance du rendement.....	71
1.6.3	Conception et analyse.....	73
1.6.4	Aptitude fonctionnelle de l'équipement	74
1.6.5	Préparation aux situations d'urgence.....	76
1.6.6	Protection environnementale.....	77
1.6.7	Radioprotection	77
1.6.8	Sécurité des sites	77
1.6.9	Garanties	78
1.6.10	Mise à jour relative aux autres projets et initiatives d'importance	78
SECTION 2.....		81
SÛRETÉ DE L'EXPLOITATION DES CENTRALES NUCLÉAIRES, DANS L'ENSEMBLE, ET TENDANCES		81
2.1	EXPLOITATION	81
2.1.1	Gestion de l'organisation et de la centrale	81
2.1.2	Conduite des opérations.....	83
2.1.3	Santé et sécurité au travail (non radiologique).....	86
2.2	ASSURANCE DU RENDEMENT.....	87
2.2.1	Gestion de la qualité	88
2.2.2	Facteurs humains.....	88
2.2.3	Culture de sûreté et gestion de la sûreté.....	89
2.2.4	Formation, examen et accréditation	90
2.3	CONCEPTION ET ANALYSE	90
2.3.1	Analyse de sûreté	90
2.3.2	Questions de sûreté.....	91
2.3.3	Conception.....	91

2.4	APTITUDE FONCTIONNELLE DE L'ÉQUIPEMENT	92
2.4.1	Entretien	92
2.4.2	Intégrité structurale	92
2.4.3	Fiabilité	94
2.4.4	Qualification de l'équipement	96
2.5	PRÉPARATION AUX SITUATIONS D'URGENCE	96
2.6	PROTECTION ENVIRONNEMENTALE	97
2.7	RADIOPROTECTION.....	97
2.8	SÉCURITÉ DES SITES	99
2.9	GARANTIES	99
2.10	CONCLUSION.....	99
	ANNEXE A - DÉFINITIONS DES DOMAINES DE SÛRETÉ ET DES PROGRAMMES.....	105
	ANNEXE B - SYSTÈME DE COTATION.....	117
	ANNEXE C - GLOSSAIRE.....	118
	ANNEXE D - SIGLES.....	121
	ANNEXE E - FAITS SAILLANTS AUX CENTRALES NUCLÉAIRES ET LES ACTIVITÉS DE SUIVI.....	123
E.1	Rapports des faits saillants à BRUCE-A.....	123
E.2	Rapports des faits saillants à BRUCE-B	123
E.3	Rapports des faits saillants à DARLINGTON	125
E.4	Rapports des faits saillants à PICKERING-A.....	125
E.5	Rapports des faits saillants à PICKERING-B.....	126
E.6	Rapports des faits saillants à GENTILLY 2.....	127
E.7	Rapports des faits saillants à POINT LEPREAU	128
	ANNEXE F - DOSSIERS GÉNÉRIQUES	129

RÉSUMÉ

Ce rapport fait état de l'évaluation effectuée par le personnel de la *Commission* canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) de la sûreté de l'exploitation des centrales nucléaires au Canada en 2006 et décrit les programmes des titulaires de permis et leur mise en œuvre dans neuf domaines de sûreté. Ce document sert de rapport de mi-parcours pour les centrales Bruce-A et Bruce-B qui sont présentement au point milieu des cinq ans que dure leur permis d'exploitation.

Une innovation en 2006 est l'introduction d'objectifs de rendement pour chacun des domaines de sûreté et programmes. Ces objectifs ont été élaborés par le personnel de la CCSN afin de capter l'essence du résultat escompté, ou objectif, pour chacun des neuf principaux domaines de sûreté et leurs programmes connexes.

En plus de présenter les résultats de l'évaluation des domaines de sûreté et des programmes à chacune des centrales, ce rapport inclut une comparaison entre le rendement des différentes centrales, montre les tendances d'une année à l'autre et fait ressortir les enjeux importants qui touchent l'ensemble de l'industrie.

La surveillance, les inspections et les examens effectués ont permis au personnel de la CCSN de conclure que les centrales nucléaires ont été exploitées de manière sûre en 2006. Aucun travailleur d'une centrale nucléaire ou membre du public n'a reçu de dose de rayonnement dépassant les limites réglementaires. Les rejets provenant de toutes les centrales ont également été inférieurs aux limites réglementaires.

En 2006, les centrales nucléaires répondaient aux attentes de la CCSN dans la plupart des domaines de sûreté. L'évaluation de tous les domaines de sûreté a permis de confirmer, qu'en général, les centrales ont en place des programmes adéquats pour continuer d'exploiter de manière sûre. Divers indices de rendement ont apporté des preuves additionnelles en appui à ces conclusions.

Comme au cours des années précédentes, les centrales nucléaires avaient toujours des programmes bien élaborés et bien mis en œuvre dans les domaines de sûreté « préparation aux situations d'urgence », « protection de l'environnement » et « garanties ». Il existe toujours passablement de place à l'amélioration en ce qui concerne le domaine de sûreté « assurance du rendement ». Des progrès ont été réalisés à Darlington de même qu'à Pickering-A et Pickering-B où maintenant, tous les programmes de ce domaine de sûreté et leur mise en œuvre répondent aux attentes de la CCSN. Des efforts additionnels sont requis avant que les programmes de ce domaine de sûreté puissent répondre aux exigences et être mis en œuvre adéquatement à Bruce-A, Bruce-B et Point Lepreau.

INTRODUCTION

Pour satisfaire aux exigences de la *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires* (LSRN) et des *règlements sur la sûreté et la réglementation nucléaires*, les titulaires de permis doivent mettre en oeuvre des programmes qui comportent des mesures adéquates pour protéger l'environnement, pour préserver la santé et la sécurité des personnes, pour maintenir la sécurité nationale et pour respecter les obligations internationales du Canada.

Le présent rapport décrit sommairement l'évaluation effectuée par le personnel de la *Commission* canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) à l'égard du rendement en matière de sûreté des centrales nucléaires au Canada en 2006. L'évaluation repose sur les exigences réglementaires de la LSRN et de ses règlements d'application, ainsi que sur les conditions des permis d'exploitation et les normes applicables.

Les programmes des titulaires de permis requis afin d'exploiter les centrales nucléaires de manière sûre sont regroupés en neuf domaines de sûreté définis par le personnel de la CCSN (voir la figure 1). Les programmes sont compatibles avec les critères retrouvés dans le document « *La sûreté des centrales nucléaires : exploitation* » de la série de normes de sûreté NS-R-2 de l'*Agence internationale de l'énergie atomique* (AIEA).¹ Les programmes et leur mise en oeuvre sont évalués à l'aide d'un système de cotes élaboré par le personnel de la CCSN et décrit dans le *document aux commissaires* CMD 02-M5.² On retrouve à l'annexe A une description générale des domaines de sûreté et des programmes qui les composent.

Les conclusions du présent rapport s'appuient sur des données recueillies au cours d'inspections, d'observations aux sites, d'études de documents et de revues d'événements effectuées par le personnel de la CCSN et sur leurs indices de rendement.

La section 1 du rapport est axée sur chacun des sites de centrales nucléaires et fournit des résultats détaillés des évaluations des domaines de sûreté et des programmes, faisant ressortir les aspects des programmes ou de leur mise en oeuvre qui n'ont pas répondu aux attentes du personnel de la CCSN.

¹ La série de normes de sûreté de l'AIEA, NS-R-2 « *La sûreté des centrales nucléaires : exploitation* » STI/PUB/1096, Agence internationale de l'énergie atomique, Autriche, septembre 2000

² CMD 02-M5, *Information provenant du personnel de la Commission canadienne de sûreté nucléaire concernant l'approche et la terminologie à adopter pour attribuer une cote aux programmes, au rendement et aux qualifications des titulaires de permis dans les rapports annuels et les documents aux commissaires*, Commission canadienne de sûreté nucléaire, Ottawa, le 17 janvier 2002

Lorsque approprié, une nouvelle sous-section 10 « Mise à jour relative aux autres projets et initiatives d'importance » a été ajoutée pour chaque centrale dans ce rapport. Cette sous-section couvre s'il y a lieu des sujets tel la remise à neuf, l'état de conservation sûr et la gestion des déchets radioactifs.

Les centrales Bruce-A et Bruce-B sont présentement à mi-chemin des cinq ans que dure leurs permis d'exploitation. Ce rapport sert donc de rapport de mi-parcours pour ces centrales. Des détails additionnels spécifiques à ces centrales sont ajoutés dans les diverses parties de la section 1.1 suivis d'une brève conclusion à la sous-section 1.1.11.

La section 2 présente une comparaison entre les centrales ainsi que les tendances d'une année à l'autre et fait ressortir les questions importantes qui touchent l'ensemble du secteur nucléaire. Elle comprend aussi des tableaux de données sur les indices de rendement et récapitule les cotes de rendement des titulaires de permis en 2006.

Les définitions des domaines de sûreté et des programmes se trouvent à l'annexe A. Les cotes attribuées à chacun des programmes et domaines de sûreté reposent sur le système de cotation décrit à l'annexe B.

Certains termes spécialisés et techniques sont définis à l'annexe C et apparaissent en italique dans le texte. La liste des sigles employés dans le présent document se trouve à l'annexe D.

Les événements importants ou les faits saillants de 2006 pour les sites autorisés ont été rapportés à la *Commission* par l'entremise de rapports de faits saillants (RFS) inclus à des *documents aux commissaires* (CMD). L'annexe E, qui repose sur les RFS, décrit les faits saillants relatifs aux centrales nucléaires en 2006 et les activités de suivi connexes.

L'annexe F décrit l'état actuel des dossiers génériques (DG) concernant chaque titulaire de permis.

Finalement, l'annexe G inclut la version française de la section 1.5 qui couvre l'évaluation des domaines de sûreté et du rendement en matière de sûreté à Gentilly-2.

La figure 2 montre l'emplacement des centrales nucléaires au Canada, le nombre de tranches par centrale et leur capacité de production d'électricité, l'année de la mise en service initiale, le nom des titulaires de permis et les dates d'expiration des permis. Des 22 réacteurs CANDU pour lesquels la *Commission* a délivré des permis d'exploitation, 18 ont fourni de l'électricité au réseau en 2006. En 2005, Ontario Power Generation (OPG) a annoncé que les tranches 1 et 2 de la centrale Pickering-A, qui sont présentement en *fermeture temporaire* à long terme, seront placées dans un état de conservation sûr après avoir déchargé le combustible et drainé l'eau des systèmes, et ce jusqu'à ce que la centrale soit déclassée. La remise à neuf des tranches 1 et 2 à Bruce-A est présentement en cours afin de prolonger leur durée de vie utile et, sujet à l'approbation de la *Commission*, leur redémarrage est prévu en 2009.

Figure 1: Domaines de sûreté et programmes

DOMAINE DE SÛRETÉ
Programme
EXPLOITATION
Gestion de l'organisation et de la centrale
Conduite des opérations
Santé et sécurité au travail (non radiologique)
ASSURANCE DU RENDEMENT
Gestion de la qualité
Facteurs humains
Formation, examen et accréditation
CONCEPTION ET ANALYSE
Analyse de sûreté
Questions de sûreté
Conception
APTITUDE FONCTIONNELLE DE L'ÉQUIPEMENT
Entretien
Intégrité structurale
Fiabilité
Qualification de l'équipement
PRÉPARATION AUX SITUATIONS D'URGENCE
PROTECTION ENVIRONNEMENTALE
RADIOPROTECTION
SÉCURITÉ DES SITES
GARANTIES

Les définitions de chacun des domaines de sûreté et des programmes se trouvent à l'annexe A ainsi que les objectifs de rendement connexes.

Figure 2: Emplacements des centrales nucléaires au Canada et données relatives à celles-ci



DONNÉES RELATIVES AUX CENTRALES							
Centrale	Bruce-A	Bruce-B	Darlington	Pickering-A	Pickering-B	Gentilly-2	Point Lepreau
Titulaire du permis	Bruce Power	Bruce Power	Ontario Power Generation	Ontario Power Generation	Ontario Power Generation	Hydro-Québec	Énergie nucléaire Nouveau-Brunswick
Nombre de tranches	4	4	4	4	4	1	1
Capacité brute de production d'électricité par réacteur (en mégawatts)	904	915	935	542	540	675	680
Entrée en service	1976	1984	1989	1971	1982	1982	1982
Expiration des permis	2009/03/31	2009/03/31	2008/02/29	2010/06/30	2008/06/30	2010/12/31	2011/06/30

SECTION 1

SÛRETÉ DE L'EXPLOITATION DES CENTRALES NUCLÉAIRES, PAR SITE

La présente section est divisée par site et, pour chacun d'eux, on y trouve les cotes attribuées aux domaines de sûreté et aux programmes. Celles-ci sont récapitulées pour tous les sites dans les tableaux à la fin de la section 2. Les définitions des domaines de sûreté et des programmes ainsi que leurs objectifs de rendement globaux respectifs se trouvent à l'annexe A.

Les cotes attribuées à chaque programme et domaine de sûreté reposent sur le système de cotation décrit à l'annexe B. Les cotes du présent rapport s'appuient sur des données recueillies au cours d'inspections effectuées par le personnel de la *Commission* canadienne de sûreté nucléaire (CCSN), d'observations générales et d'études de la correspondance ainsi que de documents et d'événements.

La sous-section portant sur Bruce-A et Bruce-B sert aussi de rapport de mi-parcours pour la durée actuelle du permis d'exploitation. À cette fin, cette sous-section contient des renseignements additionnels au sujet des programmes et des domaines de sûreté nécessitant une attention particulière de la part du titulaire de permis ainsi que de brèves conclusions.

1.1 BRUCE-A et BRUCE-B

1.1.1 Exploitation

Site	DOMAINE DE SÛRETÉ Programme	Cotes	
		Programme	Mise en oeuvre
Bruce-A	EXPLOITATION	B	B
	Gestion de l'organisation et de la centrale	B	A
	Conduite des opérations	B	B
	Santé et sécurité au travail (non radiologique)	B	A
Bruce-B	EXPLOITATION	B	B
	Gestion de l'organisation et de la centrale	B	A
	Conduite des opérations	B	B
	Santé et sécurité au travail (non radiologique)	B	B

Le domaine de sûreté « exploitation » à Bruce-A et Bruce-B répondait aux attentes du personnel de la *Commission* canadienne de sûreté nucléaire (CCSN), tant de l'aspect programme que mise en œuvre. Les programmes de ce domaine de sûreté ont contribué de façon adéquate à l'exploitation sûre de la centrale en 2006 et, en général, à l'obtention des résultats que vise la CCSN. Le rendement des centrales Bruce-A et Bruce-B s'est amélioré quant au nombre de transitoires et d'arrêts imprévus et un haut niveau de sécurité au travail (non radiologique) a été maintenu, demeurant à jour par rapport aux développements dans l'industrie nucléaire en matière de sûreté sur la scène internationale.

1.1.1.1 Gestion de l'organisation et de la centrale

En 2006, la direction de Bruce Power a continué à faire preuve de leadership auprès de son personnel ainsi qu'à promouvoir la sûreté et la sécurité. Bruce Power a continué à améliorer l'intégration du site de Bruce et de ses processus.

Le personnel de la CCSN n'a décelé aucun problème dans ce domaine de sûreté en 2006. Les inspections, la surveillance et le suivi effectués par le personnel de la CCSN n'ont révélé aucun changement d'importance de ce programme au cours de la dernière année et, par conséquent, il est jugé que la cote de l'année dernière demeure appropriée.

En 2006, à Bruce-A, aucun déclenchement de réacteur n'a eu lieu mais il y a eu un *recul rapide de puissance* et cinq *baisses contrôlées de puissance*. À Bruce-B, un déclenchement de réacteur a eu lieu de même que sept *baisses contrôlées de puissance* mais il n'y a eu aucun *recul rapide de puissance* (voir le tableau 1). Globalement, ceci représente une amélioration pour les trois indices de rendement.

La cote A « supérieur aux exigences » est attribuée à la mise en œuvre principalement à cause de la diminution du nombre de déclenchements et de *reculs rapide de puissance*. Le nombre de déclenchements et de *reculs rapide de puissance* est inférieur à la moyenne mondiale de façon importante et représente une amélioration par rapport aux dernières

années. Il est jugé que ceci est indicatif de l'état de la centrale et, par conséquent, démontre qu'il y a eu amélioration.

1.1.1.2 Conduite des opérations

En se fondant sur les inspections et la surveillance effectuées par le personnel de la CCSN, aucune indication d'une détérioration du rendement ou de changements au programme n'a été observée. La cote attribuée pour ce programme l'an dernier s'applique donc à nouveau.

Pour les aspects communication, gestion de la configuration et gestion des arrêts, le personnel de la CCSN a jugé que le rendement répondait aux attentes.

1.1.1.3 Santé et sécurité au travail (non radiologique)

Le rendement en matière de sécurité industrielle de Bruce Power continue de refléter la qualité du programme ainsi que du leadership et de la formation continue dans ce domaine. Le comité santé et sécurité au travail de Bruce Power est efficace et participe activement à l'exploitation de la centrale.

Se fondant sur les indices de rendement, la fréquence des accidents est très basse et la cote de rendement « A » a donc été attribuée. Cependant, ces accidents étant graves, la cote de rendement « B » a été attribuée (voir les tableaux 9 et 10). Pris séparément, à Bruce-A, la cote de rendement est « A » tandis qu'elle est « B » à Bruce-B.

Globalement, le programme « santé et sécurité au travail (non radiologique) » et sa mise en oeuvre répondaient aux attentes de rendement de la CCSN.

1.1.2 Assurance du rendement

Site	DOMAINE DE SÛRETÉ Programme	Cotes	
		Programme	Mise en oeuvre
Bruce-A	ASSURANCE DU RENDEMENT	B	B
	Gestion de la qualité	C	C
	Facteurs humains	B	B
	Formation, examen et accréditation	B	B
Bruce-B	ASSURANCE DU RENDEMENT	B	B
	Gestion de la qualité	C	B
	Facteurs humains	B	B
	Formation, examen et accréditation	B	B

La conception des programmes du domaine de sûreté « assurance du rendement » et leur mise en oeuvre répondaient aux attentes globales du personnel de la CCSN à Bruce-A et Bruce-B.

1.1.2.1 Gestion de la qualité

Bruce Power est toujours à effectuer la transition d'un mode traditionnel de supervision en matière d'assurance de la qualité à une approche plus moderne reflétant un système intégré de gestion. Des ressources importantes ont été consacrées à ce projet de modernisation du système de gestion, les efforts présentement les plus grands étant voués au projet d'amélioration des processus et des documents (PAPD). Le personnel de la CCSN surveille les progrès réalisés à ce chapitre et a examiné plusieurs des politiques et programmes clés déjà élaborés. La qualité des documents examinés jusqu'à maintenant est très bonne. Le personnel de la CCSN attend de recevoir quelques autres programmes clés afin de compléter l'évaluation de ce projet. Il est prévu que ce projet sera terminé en 2007.

Bien que Bruce Power ait consacré beaucoup d'efforts à améliorer la supervision et la gestion qu'elle exerce en matière de qualité, le projet n'est pas terminé. Par conséquent, les programmes « gestion de la qualité » à Bruce-A et Bruce-B ne remplissaient pas les exigences de la CCSN, et la cote « C » attribuée en 2005 demeure inchangée.

Une inspection de la gestion effectuée par les entrepreneurs a révélé des lacunes du programme de supervision des contrats. Les faits relevés incluaient des processus et/ou procédures manquants ou inadéquats.

Le rapport relatif à la perte de régulation à la tranche 3 en 2005 a été fermé et présenté à la *Commission* en 2006. Le personnel de la CCSN continue de surveiller l'efficacité des mesures correctives.

Même si la mise en œuvre du projet PAPD n'est pas complète à Bruce-B, on a observé que des processus ont été améliorés. Un personnel très bien formé et grandement dévoué met en œuvre le programme de gestion de la qualité à Bruce-B. Cette mise en œuvre répondait donc aux attentes.

Le rendement à Bruce-A n'a pas été au même niveau qu'à Bruce-B. La mise en œuvre du programme « gestion de la qualité » à Bruce-A n'a pas atteint une maturité aussi grande que celle à Bruce-B, partiellement parce qu'elle n'a pas bénéficié d'un nombre de projets d'amélioration initiés pendant que la centrale était en *fermeture temporaire*. Par conséquent, la mise en œuvre de la gestion de la qualité à Bruce-A ne remplit pas les exigences de la CCSN, et la cote « C » reste inchangée par rapport à 2005.

1.1.2.2 Facteurs humains

Le rendement du programme « facteurs humains » de Bruce Power répondait aux attentes en 2006. Bruce Power a réalisé des progrès importants relatifs au retard accumulé qui avait été identifié en 2005 concernant la révision des procédures, ce qui a permis d'attribuer une cote « B » au programme et à sa mise en œuvre.

Au moment du renouvellement du permis, la *Commission* a demandé au personnel de la CCSN d'inclure au rapport de mi-parcours une section sur les niveaux de dotation et le

maintien d'un effectif qualifié. Des informations additionnelles sur ces aspects sont données à la section Formation, examen et accréditation.

Bruce Power a rapporté des non-conformités relatives à l'effectif minimal (c'est-à-dire, il y a eu des occasions où l'effectif était insuffisant) et effectue présentement une enquête interne afin d'en déterminer les causes. Une autre préoccupation liée à l'effectif minimal que le personnel de la CCSN va examiner en 2007 est la demande de Bruce Power de modifier les documents des centrales Bruce-A et Bruce-B ayant trait aux effectifs sur les quarts.

Au cours de la deuxième moitié de 2006, Bruce-A a été exploitée avec un effectif minimal d'opérateurs de salle de commande (OSC) 46% du temps, comparé à 12% à Bruce-B. Selon les projections en matière de dotation, Bruce Power va pouvoir atteindre à Bruce-B le nombre requis d'OSC à la date prévue dans le permis d'exploitation, mais il ne semble pas qu'il sera possible de le faire à Bruce-A avant 2009. Un manque de personnel accrédité existe à Bruce-A depuis le redémarrage des tranches 3 et 4.

Le personnel de la CCSN va continuer en 2007 à surveiller de près les questions de dotation, incluant l'effectif minimal, les heures de travail et les progrès réalisés relatifs au nombre d'opérateurs accrédités.

Bruce Power a révisé la procédure qui incorpore systématiquement les processus en matière de facteurs humains aux procédures des modifications techniques afin d'inclure l'intégration des facteurs humains aux projets de plus grande envergure. Le personnel de la CCSN effectuera des activités de conformité en 2007 afin de vérifier l'intégration des facteurs humains aux activités de conception.

1.1.2.3 Formation, examen et accréditation

En 2006, Bruce Power a commencé à mettre en œuvre à Bruce-A le programme d'examens de requalification et poursuivi à Bruce-B la tenue d'examens de requalification pour tout le personnel accrédité sur les quarts, sauf les opérateurs de salle de commande de la tranche 0. Au cours de la même année, dans le cadre d'essais pilotes, le personnel de la CCSN a observé à Bruce-A des examens de requalification sur simulateur pour les opérateurs de salle de commande de la tranche 0. Toujours dans le cadre de ces essais, des observations ont été faites et le titulaire de permis en a été informé. Les examens de synthèse sur simulateur servant à la requalification des OSC ont été évalués à Bruce-B et il a été jugé qu'ils sont conformes aux exigences de la CCSN. Il est prévu que le programme d'examen de requalification des opérateurs de salle de commande de la tranche 0 sera pleinement en service en 2007.

Dans le cadre de la série d'évaluations de programmes de formation ayant trait au transfert des examens d'accréditation aux titulaires de permis, le personnel de la CCSN a évalué le programme de formation spécifique des OSC à Bruce-A ainsi que leur programme de formation sur simulateur. Pour chacun des programmes, quelques lacunes ont été observées et quelques recommandations ont été faites. De plus, à Bruce-B, le programme de formation sur simulateur des superviseurs de quart et celui des opérateurs de salle de commande de la tranche 0 ont été évalués. Quelques lacunes de ces

programmes ont été observées et elles ont été communiquées oralement au titulaire de permis. Le personnel de la CCSN rédige présentement les rapports de ces évaluations. Dans le cadre du transfert des examens, Bruce Power a également soumis un avis écrit à l'effet que le nouveau modèle des objectifs du programme de formation spécifique des opérateurs de salle de commande de la tranche 0 a été mis en œuvre au site Bruce.

Dans le cadre des activités de suivi relatives au transfert des examens, le personnel de la CCSN a fermé l'évaluation de la formation sur simulateur des opérateurs de salle de commande de la tranche 0 à Bruce-A. De plus, Bruce Power a présenté une demande afin de fermer une autre évaluation d'un programme de formation entrant dans le cadre de la formation spécifique des OSC à Bruce-B.

Bruce Power a soumis en 2006 des mises à jour sur différents aspects de la formation non liée à l'accréditation ou au transfert des examens, dont la formation continue pour le personnel préposé à l'entretien mécanique et à l'entretien des dispositifs de commande. Le personnel de la CCSN examine présentement les documents reçus.

Il surveille également la formation continue du personnel accrédité de même que la formation spéciale fournie en temps opportun au personnel accrédité dans le cadre du redémarrage des tranches 1 et 2. Bruce Power a soumis les premières informations concernant les programmes de formation prévus et le personnel de la CCSN les a jugées acceptables. Bruce Power va soumettre d'autres rapports de façon régulière au fur et à mesure que l'élaboration du programme progressera.

Les travaux visant à ajouter une deuxième tranche au simulateur pleine échelle de Bruce-A se sont poursuivis en 2006. Ceci va contribuer à la formation et l'accréditation du personnel requis pour le redémarrage des tranches 1 et 2 ainsi que pour la formation du personnel déjà en place sur les modifications apportées aux tranches remises à neuf.

Le taux de réussite global aux examens d'accréditation était adéquat au cours de l'année pour Bruce Power. Le personnel de la CCSN a conclu que ces programmes et leur mise en œuvre répondaient aux attentes du personnel de la CCSN. Le personnel de la CCSN va continuer à vérifier qu'un nombre suffisant de personnes accréditées est assigné aux tranches en service (celles ayant du combustible dans le cœur) et prêter une attention particulière à la dotation des tranches qui doivent redémarrer.

1.1.3 Conception et analyse

Site	DOMAINE DE SÛRETÉ Programme	Cotes	
		Programme	Mise en oeuvre
Bruce-A	CONCEPTION ET ANALYSE	B	B
	Analyse de la sûreté	B	B
	Questions de sûreté	B	B
	Conception	B	B
Bruce-B	CONCEPTION ET ANALYSE	B	B
	Analyse de la sûreté	B	B
	Questions de sûreté	B	B
	Conception	B	B

Le domaine de sûreté « conception et analyse » à Bruce-A et Bruce-B répondait aux attentes du personnel de la CCSN, tant de l'aspect programme que mise en œuvre. Les programmes de ce domaine de sûreté ont contribué de façon adéquate à l'exploitation sûre de la centrale en 2006 et, en général, à l'obtention des résultats que vise la CCSN. Les examens effectués par le personnel de la CCSN, incluant un examen du travail pour compléter une étude probabiliste de sûreté spécifique à la centrale, ont permis de conclure que les analyses de sûreté effectuées par le titulaire de permis et les réponses qu'il fournit aux nouvelles questions de conception et de sûreté continuent d'être acceptables.

1.1.3.1 Analyse de sûreté

Au cours de l'audience portant sur le renouvellement du permis, la *Commission* a demandé au personnel de la CCSN d'inclure au rapport de mi-parcours une mise à jour sur les progrès réalisés relatifs à des questions et projets spécifiques ainsi qu'aux analyses de scénarios d'accidents suivants :

- Perte prolongée de toutes les sources froides
- Les limites d'exploitation sûre
- Perte de caloporteur rupture majeure
- Le système de protection contre les surpuissances neutroniques des systèmes d'arrêt d'urgence no 1 et no 2 (SAU1 et SAU2)
- La ligne de conduite pour l'exploitation (LCE)
- L'évaluation probabiliste des risques à Bruce-A (ÉPRBA)
- L'étude des risques à Bruce-B (ÉRBB)

1.1.3.1.1 Perte prolongée de toutes les sources froides

Lors de la conception des réacteurs CANDU, un nombre de systèmes pouvant servir de source froide alternative ont été prévus afin de refroidir adéquatement le combustible si la source froide principale devait être perdue. Ces systèmes étant séparés physiquement et fonctionnellement, on a jugé que la probabilité d'une perte de toutes les sources froides était minime. Cependant, si un tel événement devait se produire et qu'aucune source froide ne pouvait être rétablie, des dommages au cœur s'en suivraient. Si la capacité de

dépressurisation du circuit du caloporteur primaire était inadéquate de sorte que la pression dans le système dépassait ses limites de conception et si les tubes des *générateurs de vapeur* étaient les premiers à se briser, alors une relâche de produits de fission à l'extérieur du confinement pourrait avoir lieu.

Le personnel de la CCSN a demandé aux titulaires de permis de fournir une assurance qu'un tel événement est très peu probable, que la capacité de dépressurisation est adéquate et que des bris de tubes des *générateurs de vapeur* ne se produiraient pas.

En se fondant sur les informations obtenues de Bruce Power, le personnel de la CCSN juge que cet événement serait très peu probable et que la capacité des présentes vannes de décharge remplit les exigences de la norme N285.0-95 de l'Association canadienne de normalisation (CSA). De plus, il juge que si l'événement devait se produire et que la capacité de dépressurisation s'avérait insuffisante, des bris de *tubes de force* (TF) se produiraient avant que la pression n'augmente de façon importante ou que le cœur ne soit endommagé de façon importante. Ceci permettrait de s'assurer que toute relâche de produit de fission serait confinée.

Ce cas a donc été fermé puisque le personnel de la CCSN a conclu que cet événement ne représentait pas un risque important pour le public et qu'aucune action additionnelle n'était requise.

1.1.3.1.2 Limites d'exploitation sûre

Le projet concernant les limites d'exploitation sûre (LES) à Bruce-A et Bruce-B a été initié par Ontario Power Generation (OPG) et ensuite poursuivi par Bruce Power afin de s'assurer d'un lien étroit entre les documents de conception, d'analyse de sûreté et d'exploitation.

L'achèvement du projet LES était un engagement pris dans le cadre de la remise à neuf de la centrale Bruce-A. L'examen systématique de sûreté à Bruce-A incluait une comparaison aux normes les plus récentes. La conformité avec un certain nombre d'articles dépendait de la réussite du projet LES.

À Bruce-B, l'achèvement du projet LES était un engagement découlant du projet d'amélioration intégré d'Ontario Hydro que Bruce Power a adopté au moment de prendre charge de la centrale.

Le personnel de la CCSN reconnaît l'importance du projet LES et félicite Bruce Power de s'être engagé précédemment à réaliser ce projet. Cependant, il juge que les progrès sont insuffisants et a écrit à Bruce Power pour soulever cette inquiétude. Bruce Power a récemment donné son assurance que l'engagement de compléter le projet LES pour les systèmes de sûreté sera respecté avant le retour en service de Bruce-A. Le personnel de la CCSN a accepté cette proposition de Bruce Power mais n'a pas encore reçu de réponse au sujet de Bruce-B.

1.1.3.1.3 Perte de caloporteur rupture majeure

Dans l'éventualité d'une perte de caloporteur à un réacteur CANDU due à une rupture majeure (PERCARM), la puissance du réacteur va augmenter rapidement à cause de la réactivité positive due aux vides qui se forment dans le caloporteur primaire. Les analyses de sûreté devraient démontrer que chacun des systèmes d'arrêt d'urgence serait capable de limiter l'augmentation de puissance à un niveau acceptable et que les exigences réglementaires connexes seraient remplies.

Plusieurs développements au cours des dernières années ont soulevé la possibilité que les analyses effectuées en vue de l'obtention du permis d'exploitation original n'ont pas tenu compte de tous les phénomènes et qu'elles s'appuyaient sur des données qui n'avaient pas été suffisamment validées. Par conséquent, certaines mesures compensatoires ont été prises dont une baisse des niveaux de puissance, la mise en œuvre de limites d'exploitation plus restrictives et de modifications à la conception ou la réalisation d'analyses plus détaillées. Bien que ces développements aient eu des répercussions sur toutes les centrales nucléaires au Canada, celles-ci ont été les plus sévères pour les réacteurs à Bruce-A et Bruce-B à cause de leurs caractéristiques de conception.

Bruce Power essaie de plusieurs façons de résoudre la question de marges de sûreté plus grandes dans les cas de PERCARM :

- la conversion du cœur des tranches de la centrale Bruce-B est présentement en cours ce qui mènera à effectuer le chargement du combustible dans le sens de la circulation du caloporteur, contrairement à l'approche originale de faire le chargement en sens contraire de la circulation. Cette modification de la conception va éliminer l'apport de réactivité positive dû au déplacement du combustible lors d'une PERCARM. Cette conversion est déjà complétée à Bruce-A,
- l'utilisation d'un combustible de nouvelle conception, le CANFLEX-CFCRV, est pour bientôt. Une démonstration de son effet sur le rayonnement est en cours et deux canaux de la tranche 7 contiennent maintenant des grappes de ce nouveau combustible. Cette modification de la conception va réduire de façon importante le coefficient de réactivité positive dû au vide et ainsi diminuer l'ampleur de la pointe de puissance en cas de PERCARM, et
- plusieurs projets sont en cours afin de répondre à des demandes de nature techniques de la part du personnel de la CCSN, notamment les dossiers génériques (DG) 99G02, 00G01 et 01G01. La plupart de ces demandes sont communes à toutes les centrales et tous les titulaires de permis de centrales CANDU coordonnent leurs efforts pour y répondre.

Tout en reconnaissant les efforts continus de la part de Bruce Power, le personnel de la CCSN demeure inquiet quant à la pertinence des marges de sûreté en cas de PERCARM à toutes les tranches à Bruce à cause des longs délais et des difficultés liées à la mise en œuvre des projets mentionnés au paragraphe précédent. Le personnel de la CCSN a donc demandé à Bruce Power de soumettre une mise à jour de sa stratégie visant à rétablir des marges de sûreté appropriées en cas de PERCARM.

1.1.3.1.4 Le système de protection contre les surpuissances neutroniques des systèmes d'arrêt d'urgence no 1 et no 2 (SAU1 et SAU2)

Le système de protection contre les surpuissances neutroniques (PSN) est une composante des systèmes d'arrêt d'urgence qui consiste en un nombre de détecteurs de flux distribués dans le coeur. Le système PSN du système d'arrêt d'urgence no 1 (SAU1) à Bruce-A compte 39 détecteurs distribués dans 12 assemblages verticaux situés de façon à détecter différentes pertes de régulation (PERR) globale, de régulation spatiale et de caloporteur (PERCA). Le système PSN du SAU2, ajouté tard dans la phase de conception de Bruce-A, compte 12 détecteurs situés dans deux assemblages horizontaux et il a été conçu de façon à détecter des PERR globales et des PERCA.

Dans le cadre du redémarrage des tranches 3 et 4 à Bruce-A, le personnel de la CCSN a soulevé la question de l'efficacité des systèmes PSN des SAU1 et SAU2 ainsi que le besoin d'améliorer la PSN du SAU2. Il a demandé des informations additionnelles pouvant confirmer que les seuils de déclenchement et les limites imposées à l'exploitation sont adéquats, incluant :

- une analyse permettant de confirmer que les seuils de déclenchement de la PSN du SAU1 sont adéquats pour un ensemble élargi de formes de flux,
- une évaluation des défaillances du système des barres liquides (SBL) pertinentes à Bruce-A se trouvant dans la base de données provenant de l'expérience d'exploitation des centrales CANDU, et
- une étude de faisabilité et une analyse coûts-avantages (ACA) des différentes alternatives de conception pour améliorer le système PSN du SAU2.

Les informations fournies par Bruce Power montrent que, tenant compte des différences dans la conception des coeurs, l'efficacité du système PSN du SAU1 à Bruce-A est presque la même que celle du système PSN du SAU1 à Bruce-B. Des dispositions adéquates ont été prises afin de faire face à une défaillance du SBL. Les études effectuées par Bruce Power ont porté sur trois alternatives de conception réalisables afin d'améliorer le système PSN du SAU2. L'ACA comportait une évaluation de l'élargissement de la couverture des paramètres de déclenchement, un examen de la dose aux travailleurs, le coût et l'à-propos de ce projet étant donné la durée de vie prévue des tranches 3 et 4 de Bruce-A, et une évaluation des conséquences sur l'application des principes de diversité et de séparation. Bruce Power a conclu que les avantages découlant d'un risque réduit au cours du reste de la vie des tranches 3 et 4 de Bruce-A sont minimes en comparaison aux coûts pour effectuer les modifications au système PSN du SAU2 et de même que les essais et l'entretien connexes. Les améliorations aux SAU sont maintenant prévues dans le cadre des travaux de remise à neuf des tranches 1 et 2 à Bruce-A.

1.1.3.1.5 Ligne de conduite pour l'exploitation

La ligne de conduite pour l'exploitation (LCE) contient des principes clés et des limites servant de balises à la conduite des opérations d'une centrale nucléaire. Elle est rédigée par le titulaire de permis conformément à une condition du permis d'exploitation de centrale nucléaire. Bruce Power a demandé l'approbation de la CCSN afin d'apporter des changements à ce document. Ces changements concernent les limites de puissance des

canaux de combustible et des grappes de combustible et les seuils de déclenchement des systèmes d'arrêt d'urgence no 1 e no 2.

La révision des limites de puissance des canaux et des grappes ainsi que des seuils de déclenchement se trouvant dans la LCE a été effectuée en même temps que l'adoption de nouvelles limites plus basses de la température des collecteurs d'entrée du réacteur (CER). En pratique, cela signifie que si les températures des CER atteignent les nouvelles limites, on doit alors revenir aux limites actuelles de puissance des canaux et des grappes qui sont plus restrictives. Ce point est renforcé par des modifications effectuées à la centrale afin de diminuer la température aux CER, par le maintien des seuils d'intervention internes sur haute puissance des canaux et des grappes actuellement en vigueur, et par d'autres améliorations pour accroître la couverture du déclenchement sur perte de débit du caloporteur.

En décembre 2004 et décembre 2005, Bruce Power a présenté à la CCSN des mises à jour de la situation concernant les marges d'exploitation qui existent par rapport aux limites de puissance maximale des canaux et des grappes. Ces mises à jour comprenaient également des informations séparées sur la calibration du signal de débit des chaînes de sûreté du SAU1 et du SAU2 des tranches 3 et 4.

Le personnel de la CCSN a examiné les évaluations et le suivi effectués par Bruce Power et jugé qu'ils répondaient aux attentes.

1.1.3.1.6 L'évaluation probabiliste des risques à Bruce-A (ÉPRBA)

En novembre 2006, le personnel de la CCSN a complété son examen de la version 16B du rapport portant sur l'ÉPRBA et identifié plusieurs aspects nécessitant des améliorations. Cette version reflète la centrale telle qu'elle a été conçue et exploitée aussi fidèlement qu'il est raisonnable de le faire tenant compte des limites de temps, mais pas au niveau désiré tel que défini dans la nouvelle norme d'application de la réglementation S-294, « Études probabilistes de sûreté (ÉPS) pour les centrales nucléaires ». Les modèles, données, hypothèses, pratiques relatives aux essais et à l'entretien, et la configuration de la centrale spécifiques à Bruce-A nécessitent des changements afin de donner une représentation plus réelle de la conception et du fonctionnement des tranches 3 et 4.

L'examen n'a révélé aucune faiblesse majeure qui invaliderait le modèle ou nécessiterait des modifications à la conception. Elle a cependant soulevé une certaine incertitude quant à la validité des éclaircissements obtenus et leur valeur comme information devant être considérée dans le processus de prise de décision.

Le personnel de la CCSN croit que si les recommandations proposées étaient suivies, l'ÉPRBA ainsi mis à jour serait plus conforme aux exigences réglementaires dans la norme S-294 et augmenterait la confiance que les usagers de l'ÉPRBA ont du modèle et des éclaircissements qu'il apporte.

1.1.3.1.7 Étude des risques à Bruce-B (ÉRBB)

En 1999, Bruce Power a soumis à la CCSN le rapport de l'étude des risques à Bruce-B et ce rapport a depuis été mis à jour pour tenir compte des commentaires soulevés par la CCSN suite à l'examen qu'elle a effectué. Le code et le modèle actuels de l'étude probabiliste de sûreté (ÉPS) sont présentement en voie d'être révisés afin d'élaborer des applications pratiques de l'ÉPS pouvant faciliter la prise de décision aux centrales. Le personnel de la CCSN surveille ces travaux et juge que, jusqu'à maintenant, ils répondent aux attentes. Les indices de risque dans le rapport annuel de 2006 sur la fiabilité montrent que l'objectif relatif au risque fixé par Bruce Power a été atteint et qu'il n'y a pas de changements par rapport aux résultats de 2005.

Les examens effectués par le personnel de la CCSN ont permis de confirmer que, globalement, Bruce Power a effectué des analyses de sûreté acceptables en 2006.

La CCSN a évalué la surveillance et l'évaluation effectuées par Bruce Power en 2006 des nouvelles informations servant à s'assurer de la validité de l'analyse de sûreté incluse au *rapport de sûreté* des centrales Bruce-A et Bruce-B. L'évaluation du programme « analyse de sûreté » a confirmé, qu'en général, les deux centrales disposent de programmes adéquats pour soutenir une exploitation sûre et continue.

1.1.3.2 Questions de sûreté

Au cours de l'audience portant sur le renouvellement du permis, la *Commission* a demandé au personnel de la CCSN d'inclure au rapport de mi-parcours une mise à jour sur les progrès réalisés relatifs aux dossiers génériques (DG).

Le personnel de la CCSN a évalué le progrès réalisé par les entreprises du secteur des centrales nucléaires CANDU et les compagnies d'électricité propriétaires de telles centrales pour régler les dossiers génériques (DG). À cette fin, Bruce Power a poursuivi ses activités, incluant sa participation aux efforts du secteur. Le progrès global réalisé a été jugé satisfaisant. Pour plus d'information sur des questions spécifiques de sûreté, se référer à l'annexe F qui couvre les faits saillants de 2006 pertinents à chacun des DG.

1.1.3.3 Conception

La documentation de Bruce Power portant sur la qualification et la classification de l'équipement a été jugée satisfaisante en 2006. On étudie présentement des problèmes de conception hérités qui se sont manifestés lors d'événements mineurs survenus à Bruce-A et Bruce-B en 2006. Aucune lacune au chapitre des modifications à la conception n'a été relevée et le titulaire de permis continue à mettre en œuvre des programmes d'amélioration de la sûreté.

Des améliorations ont été apportées au programme de protection contre l'incendie à Bruce-A et, en général, il y a eu une diminution considérable de la quantité de matière combustible à la centrale. Cependant, les aspects suivants constituent toujours des faiblesses aux deux centrales : l'inspection et les essais de l'équipement de protection contre l'incendie, la tenue des lieux et le contrôle du matériel en transit. Les activités de

réglementation ont été intensifiées afin de s'assurer que les actions correctives appropriées sont mises en œuvre. Le personnel de la CCSN a conclu que la mise en œuvre des programmes de protection contre l'incendie à Bruce-A et Bruce-B ne remplissait pas les exigences, mais qu'elle s'améliore.

Néanmoins, le personnel de la CCSN a conclu que, globalement, le programme « conception » et sa mise en œuvre à Bruce-A et Bruce-B répondent aux attentes de la CCSN.

1.1.4 Aptitude fonctionnelle de l'équipement

Site	DOMAINE DE SÛRETÉ Programme	Cotes	
		Programme	Mise en oeuvre
Bruce-A	APTITUDE FONCTIONNELLE DE L'ÉQUIPEMENT	B	B
	Entretien	B	C
	Intégrité structurale	B	B
	Fiabilité	B	B
	Qualification de l'équipement	B	B
Bruce-B	APTITUDE FONCTIONNELLE DE L'ÉQUIPEMENT	B	B
	Entretien	B	B
	Intégrité structurale	B	B
	Fiabilité	B	B
	Qualification de l'équipement	B	B

À Bruce-A et Bruce-B, les programmes du domaine de sûreté « aptitude fonctionnelle de l'équipement » et leur mise en œuvre répondaient aux attentes du personnel de la CCSN et ont contribué à l'exploitation sûre de la centrale en 2006. Cependant, la mise en œuvre du programme « entretien » continue à causer des problèmes à Bruce-A.

1.1.4.1 Entretien

Bruce Power est dotée de politiques, processus et procédures qui procurent direction et appui à son programme « entretien ».

À Bruce-A, le programme global répond aux attentes de la CCSN. Cependant, à cause de l'importance du retard cumulé qui persiste au chapitre de l'entretien, la mise en œuvre demeure en deçà des attentes de rendement. Bruce Power a pris un nombre d'initiatives pour régler ce problème et une tendance à l'amélioration a été observée.

À Bruce-B, le programme est appuyé par une organisation d'envergure ayant des objectifs bien définis. Des rapports d'étapes sont préparés de façon continue afin de déterminer si les objectifs visés sont atteints et d'identifier les aspects nécessitant des améliorations.

Le personnel de la CCSN juge que la mise en œuvre du programme « entretien » à Bruce-B remplit les exigences. On a contrôlé à Bruce-B le retard cumulé au chapitre de l'entretien correctif tant de l'aspect quantité des travaux que durée des retards. Des initiatives ont été prises et devraient réussir à diminuer les retards accumulés au chapitre de l'entretien.

1.1.4.2 Intégrité structurale

La portée et l'horaire des inspections en service à Bruce-A et Bruce-B ont été déterminés en se référant à la version la plus récente du programme d'inspections périodiques (PIP) de Bruce Power et à ses plans pour la gestion de cycle de vie et du vieillissement de l'équipement. Les programmes sont à jour. Le personnel de la CCSN juge que le fondement de ces plans et la documentation connexe sont satisfaisants.

Les deux centrales remplissent les exigences concernant le programme relatif aux composants sous pression. Lors des arrêts prévus en 2006, des inspections ont été effectuées aux deux centrales conformément à la portée et l'horaire décrits dans le PIP et la stratégie et les plans de gestion du vieillissement et du cycle de vie à Bruce-A et Bruce-B. Le personnel de la CCSN juge que les inspections effectuées et l'interprétation de leurs résultats sont satisfaisantes.

Bruce Power a pris deux mesures proactives concernant l'aptitude fonctionnelle des canaux de combustible : l'élaboration d'un programme détaillé pour répondre aux questions relatives aux patins d'espacement annulaires bien ajustés et la décision de compléter des tests post-irradiation d'une *tube de force* extrait d'un réacteur. Le personnel de la CCSN est satisfait des inspections effectuées et de l'interprétation de leurs résultats.

Bruce Power a proposé de mettre à jour ses procédures afin de faciliter la mise en œuvre de certaines mesures visant à améliorer le processus d'application de la réglementation sur les enveloppes sous pression conformément à la norme de la CSA N285.0-06, commençant par un essai d'envergure limitée portant sur les travaux effectués pour remettre en service les tranches 1 et 2.

1.1.4.3 Fiabilité

Comme l'on fait tous les autres titulaires de permis d'exploitation de centrales, Bruce Power a demandé en 2006 d'apporter une modification à son permis d'exploitation afin d'y ajouter la norme d'application de la réglementation S-98 « Programmes de fiabilité pour les centrales nucléaires ». Pour la révision de ses programmes de fiabilité, Bruce Power se conforme aux lignes directrices de l'industrie. Le personnel de la CCSN juge que l'approche suivie par l'industrie est généralement acceptable bien que des réponses doivent toujours être apportées à quelques questions génériques. Le personnel de la CCSN a planifié un colloque en juin 2007 afin de discuter de ces points génériques avec les membres de l'industrie. Le personnel de la CCSN effectuera un examen plus détaillé des programmes « fiabilité » une fois que ces questions auront été réglées.

Une inspection effectuée en 2005 par le personnel de la CCSN a révélé un manque de personnel assigné au programme « fiabilité ». Bien que Bruce Power ait pris des mesures

visant à corriger ce problème, le personnel de la CCSN demeure inquiet quant au rythme auquel Bruce Power produit les documents relatifs à son programme « fiabilité ». Par conséquent, le personnel de la CCSN va continuer de surveiller étroitement les progrès réalisés par Bruce Power à ce chapitre au cours de la prochaine année.

En 2006, à Bruce-A et Bruce-B, le rendement des systèmes importants pour la sûreté a atteint les objectifs fixés. Cependant, à cause du manque de personnel déjà mentionné, les défaillances de systèmes n'ont pas toutes été analysées en détail. Une fois que les défaillances auront toutes été analysées, il est possible que le rendement réel des systèmes soit jugé différemment. Tel que mentionné précédemment, le personnel de la CCSN surveille les actions correctives prises par Bruce Power pour régler le problème du manque de personnel assigné au programme « fiabilité ».

En 2006, 9 des 11 systèmes liés à la sûreté à Bruce-A ont atteint les objectifs de fiabilité. Le problème de qualification de l'équipement lié au programme de barrières coupe vapeur, décrit plus en détails dans la prochaine section, a eu un effet sur les calculs de disponibilité de plusieurs systèmes effectués antérieurement. Bruce Power a pris des mesures pour régler ce problème qui ne devrait pas avoir eu de répercussions importantes sur le rendement futur des systèmes.

À Bruce-B, le personnel de la CCSN va faire un suivi auprès de Bruce Power au sujet du nombre d'indisponibilités mineures du système de confinement et de la longue durée de certaines indisponibilités. Bien que l'objectif de fiabilité de ce système ait été atteint en 2006, le personnel de la CCSN s'inquiète de la perte de redondance au niveau de ce système que ces indisponibilités mineures ont occasionnée.

1.1.4.4 Qualification de l'équipement

Une inspection du programme de *qualification environnementale* (QE) effectuée par le personnel de la CCSN à Bruce-A en 2006 a permis de conclure qu'à court terme, la *qualification environnementale* de la centrale est satisfaisante. Le personnel de la CCSN avait identifié certains aspects nécessitant des améliorations afin d'accroître les chances du maintien de cette qualification à long terme. Tenant compte des résultats de l'inspection, les mesures correctives requises ont été prises à Bruce-A afin de régler les problèmes. Le personnel de la CCSN juge qu'en général, les mesures correctives prises par les titulaires de permis pour corriger les lacunes sont appropriées.

Plusieurs événements concernant le programme de barrières coupe vapeur et devant être rapportés à titre de faits saillants ont eu lieu à Bruce-A et Bruce-B en 2006. Il est particulièrement important de mentionner que Bruce Power a signalé les non-conformités de la QE qui auraient pu mener à des effractions aux exigences en matière de QE relatives à la salle de commande principale (SCP) à cause de lacunes de conception de la structure de la SCP et du fait que les pénétrations de cette salle par la tuyauterie de chauffage, de ventilation et de climatisation ne répondaient pas aux exigences de qualification. À titre de mesures correctives provisoires afin de pouvoir continuer à exploiter la centrale, 75% des panneaux du système d'aération d'urgence de la partie supérieure du bâtiment turbine ont été ouverts afin de diminuer le pic maximal de pression suite à la rupture d'une conduite du côté secondaire. Bruce Power continue à

faire l'analyse des nouvelles exigences relatives à l'ensemble des structures de la SCP et à ses pénétrations.

1.1.5 Préparation aux situations d'urgence

Site	DOMAINE DE SÛRETÉ	Cotes	
		Programme	Mise en oeuvre
Bruce-A	PRÉPARATION AUX SITUATIONS D'URGENCE	A	A
Bruce-B	PRÉPARATION AUX SITUATIONS D'URGENCE	A	A

Suite à l'observation d'un exercice à l'échelle de l'entreprise qui a eu lieu à Bruce-B, l'équipe d'inspection a conclu que Bruce Power avait démontré sa capacité de gérer et mettre en œuvre de façon efficace son plan des mesures d'urgence.

Le programme « préparation aux situations d'urgence » à Bruce-B est semblable à celui à Bruce-A. Le personnel de la CCSN n'a pas décelé de changements laissant supposer une détérioration du programme ou des faiblesses de sa mise en œuvre.

Toutes les exigences réglementaires et attentes de la CCSN en matière de préparation aux situations d'urgence et d'intervention continuaient d'être remplies à Bruce-A et Bruce-B. Comme dans les rapports précédents sur les centrales nucléaires, aucun risque inacceptable n'a été décelé relatif aux mesures d'intervention en situations d'urgence. Il est jugé que le programme et sa mise en œuvre, à Bruce-A et Bruce-B, excèdent les exigences.

1.1.6 Protection environnementale

Site	DOMAINE DE SÛRETÉ	Cotes	
		Programme	Mise en oeuvre
Bruce-A	PROTECTION ENVIRONNEMENTALE	B	B
Bruce-B	PROTECTION ENVIRONNEMENTALE	B	B

En 2006, la mise en œuvre du programme « protection environnementale » répondait aux attentes de la CCSN à Bruce-A et Bruce-B. Les rejets aériens et liquides de substances radioactives à l'environnement étaient inférieurs à 1% des *limites opérationnelles dérivées* de Bruce-A et Bruce-B et on n'a rapporté aucun cas où un seuil d'intervention en matière d'environnement a été excédé. En 2006, on a rapporté une dose à la population de 2,45 µSv/an pour le site de Bruce (A et B).

Il n'y a pas eu à Bruce-A ou Bruce-B en 2006 de rejets imprévus de substances radioactives ou de substances dangereuses pouvant présenter un risque important pour l'environnement.

1.1.7 Radioprotection

Site	DOMAINE DE SÛRETÉ	Cotes	
		Programme	Mise en oeuvre
Bruce-A	RADIOPROTECTION	B	B
Bruce-B	RADIOPROTECTION	B	B

Il n'a pas eu d'expositions au rayonnement qui ont dépassé les limites réglementaires.

Les problèmes révélés lors d'une inspection en 2005 et qui étaient toujours en suspens ont été réglés et les avis d'action ont été fermés.

Bruce Power a mis en oeuvre un programme intensif afin de s'assurer que les expositions au rayonnement pendant la remise à neuf et la période d'exploitation subséquente seront au niveau le plus bas qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre.

Des efforts importants pour réduire la présence du tritium ont été couronnés de succès. Ils permettront d'éliminer le tritium de la liste des risques importants lors de la remise à neuf et ainsi réduire l'exposition externe puisque des vêtements de protection encombrants n'auront pas à être portés.

En 2006, à Bruce-A et Bruce-B, on a continué de répondre aux exigences relatives à la mise en oeuvre de tous les aspects du programme « radioprotection ». Toutes les lacunes décelées ont été jugées mineures et elles ne représentaient pas un risque pour la santé et la sécurité des travailleurs.

1.1.8 Sécurité des sites

L'évaluation du domaine de sûreté « sécurité des sites » à Bruce-A et Bruce-B est documentée dans un *document aux commissaires* séparé (secret) (CMD 07-M19.A).

1.1.9 Garanties

Site	DOMAINE DE SÛRETÉ	Cotes	
		Programme	Mise en oeuvre
Bruce-A	GARANTIES	B	B
Bruce-B	GARANTIES	B	B

En 2006, le programme « *garanties* » aux centrales nucléaires Bruce-A et Bruce-B continuait de répondre aux attentes de la CCSN relatives à toutes les exigences en matière de *garanties*.

1.1.10 Mise à jour relative aux autres projets et initiatives d'importance

1.1.10.1 Prolongation de la durée de vie utile des tranches 1 et 2 à Bruce-A

En 2006, la *Commission* a accepté les résultats contenus dans le rapport d'examen préalable relatif à l'évaluation environnementale portant sur le projet de remise à neuf de Bruce-A afin de prolonger sa durée de vie utile et de poursuivre son exploitation. Suite à la décision de la *Commission*, Bruce Power a entrepris les travaux sur le site.

L'enlèvement des équipements en place et leur remplacement par de nouveaux ont progressé de façon significative.

Se conformant généralement à l'ébauche du guide d'application de la réglementation G-360, Bruce Power a depuis soumis différentes informations à la CCSN. L'examen de ces informations se poursuit dans le but d'en venir à une entente sur la portée des travaux requis pour la prolongation de la durée de vie utile. Cet aspect du projet (l'entente) est en retard et peut affecter le calendrier des modifications futures au permis d'exploitation. Des efforts additionnels sont requis de la part du titulaire de permis et du personnel de la CCSN.

L'aspect facteurs humains de la soumission concernant l'examen intégré de sûreté (EIS) devant être réalisé dans le cadre du projet de prolongation de la vie utile des tranches 1 et 2 à Bruce-A a été examiné. Le personnel de la CCSN a jugé que l'examen effectué par Bruce Power ne tenait pas compte suffisamment des normes modernes en matière de facteurs humains. Il est impossible de déterminer si la portée donnée aux facteurs humains dans la conception du projet de prolongation de la vie utile est adéquate parce que l'écart entre l'approche actuelle et les normes modernes n'a pas été défini dans la soumission concernant l'EIS reçue en 2006. Ce point sera revu en 2007.

1.1.10.2.1 Combustible à faible coefficient de réactivité dû au vide

Dans l'éventualité d'une grosse perte de caloporteur (GPERCA) à un réacteur CANDU, la réactivité positive due à la présence de vides suite à la perte du caloporteur primaire entraînerait une augmentation rapide de la puissance du réacteur (voir la section 1.1.3.1.3). Une augmentation importante de la puissance pourrait causer des défaillances du combustible et des bris de canaux. Le combustible à faible coefficient de réactivité dû au vide (CFCRV) offre une solution à ce problème fondée sur une modification de la conception; le nouveau combustible, étant constitué d'oxyde d'uranium légèrement enrichi, est caractérisé par un coefficient de réactivité dû au vide affaibli de façon importante.

Ayant rechargé deux canaux de la tranche 7 avec du CFRV, Bruce Power effectue présentement un essai d'irradiation. Il est prévu que cet essai se terminera à l'hiver 2008 par l'inspection des canaux et du combustible déchargé pour confirmer que le rendement du combustible est acceptable. Toutes les informations obtenues jusqu'à maintenant suggèrent que le nouveau combustible présente les caractéristiques escomptées.

La stratégie présentement proposée est de recharger complètement le coeur des tranches 1 et 2 remises à neuf avec du CFCRV après qu'elles auront été remises en service et que leurs coeurs auront atteint l'équilibre. Les tranches 3 et 4 seront rechargées avec du CFCRV après leur remise à neuf. Les tranches 5 à 8 seront ensuite rechargées avec ce nouveau combustible au fur et à mesure que Bruce Power en accumulera des réserves suffisantes.

L'horaire de la mise en œuvre du projet CFCRV a pris du retard au cours des dernières années, en partie dû à des problèmes concernant la possibilité de fabrication et à un problème d'approvisionnement découlant d'un changement aux exigences réglementaires relatives aux installations de fabrication. Le personnel de la CCSN continue à surveiller de près la situation et va informer la *Commission* de tout développement d'importance relatif à ce projet.

Les documents décrivant l'aspect facteurs humains de la fabrication du combustible dans le cadre du projet d'un CFCRV ont été examinés en 2006. Bien que l'attention portée aux facteurs humains dans le cadre de l'essai d'irradiation était acceptable, des efforts plus formels et rigoureux sont requis à ce chapitre pour la fabrication à grande échelle de ce combustible.

1.1.11 Conclusion

Bruce Power a exploité Bruce-A et Bruce-B de manière sûre en 2006 et continue de faire des efforts afin d'intégrer et harmoniser ses programmes et procédures sur l'ensemble du site Bruce. Des progrès importants ont été réalisés dans le développement et la mise en œuvre de son système de gestion.

Se fondant sur des projections au chapitre de la dotation, il sera possible à Bruce-B de s'en tenir aux dates mentionnées dans le permis d'exploitation pour combler les postes d'OSC, mais il ne semble pas qu'il sera possible de le faire à Bruce-A avant 2009. Le manque de personnel accrédité est un problème qui persiste à Bruce-A depuis le redémarrage des tranches 3 et 4.

Les questions concernant l'analyse de sûreté soulevées lors du renouvellement du permis d'exploitation des centrales à Bruce en 2003 ont été fermées à la satisfaction du personnel de la CCSN ou de bons progrès ont été réalisés pour en arriver à un règlement. Bruce Power a poursuivi ses activités, incluant sa participation aux efforts du secteur nucléaire, afin de régler les DG.

Bien que le programme actuel de Bruce Power relatif à la gestion du vieillissement soit jugé adéquat, il est prévu que ce sujet va représenter un plus grand défi au fur et à mesure que les tranches approchent la fin de leur vie utile. Par conséquent, la CCSN prévoit que des vérifications additionnelles seront requises concernant l'aptitude fonctionnelle des équipements aux tranches 3 et 4 à Bruce d'ici la fin de la période que couvre le permis.

Globalement, le personnel de la CCSN est satisfait du rendement de Bruce Power à titre d'exploitant qualifié des centrales nucléaires sur le site Bruce. La santé et la sécurité des travailleurs et du public constituent toujours des priorités du titulaire de permis. Les rejets

à l'environnement sont maintenus bien en deçà des limites opérationnelles et ils répondent aux exigences réglementaires. Bruce Power continue d'améliorer ses programmes et leur mise en œuvre, ce qui est reflété par une amélioration des cotes attribuées dans le rapport sur les centrales nucléaires de 2006.

1.2 DARLINGTON

1.2.1 Exploitation

Site	DOMAINE DE SÛRETÉ Programme	Cotes	
		Programme	Mise en oeuvre
Darlington	EXPLOITATION	B	B
	Gestion de l'organisation et de la centrale	B	B
	Conduite des opérations	B	B
	Santé et sécurité au travail (non radiologique)	B	B

La centrale nucléaire de Darlington a été exploitée de manière sûre en 2006 : le domaine de sûreté « exploitation » à cette centrale répondait aux attentes du personnel de la *Commission* canadienne de sûreté nucléaire (CCSN). Les programmes de ce domaine de sûreté ont contribué de façon adéquate à l'exploitation sûre de la centrale en 2006 et, en général, à l'obtention des résultats que vise la CCSN.

Le rendement en matière de santé et sécurité au travail répondait aux attentes du personnel de la CCSN.

1.2.1.1 Gestion de l'organisation et de la centrale

Aucun événement d'importance associé à une défaillance d'un système fonctionnel n'a eu lieu à Darlington en 2006.

Le personnel de la CCSN n'a pas observé de problèmes à ce chapitre. Cependant, des indications laissent croire que le vieillissement de la centrale et la disponibilité de pièces de rechange affectaient l'exploitation de la centrale. Ontario Power Generation (OPG) prépare présentement un plan pour résoudre le problème concernant la gestion du vieillissement.

Les inspections, la surveillance et le suivi effectués par le personnel de la CCSN n'ont révélé aucun changement d'importance à ce programme ou sa mise en oeuvre au cours de la dernière année et, par conséquent, il est jugé que les cotes de l'année dernière demeurent appropriées.

1.2.1.2 Conduite des opérations

Le personnel de la CCSN a effectué plusieurs inspections en salle de commande et en chantier en 2006 et n'a rapporté aucun problème d'importance.

Les *inspections de type II*, la surveillance et le suivi effectués par le personnel de la CCSN n'ont pas décelé de changements au programme ou de signes de détérioration du rendement. La cote attribuée au programme l'année dernière demeure valable.

Pour les aspects communication, gestion de la configuration et gestion des arrêts, le personnel de la CCSN a jugé que le rendement en matière de sûreté répondait aux attentes.

1.2.1.3 Santé et sécurité au travail (non radiologique)

Ontario Power Generation (OPG) utilise les indices en matière de sécurité de l'Association canadienne de l'électricité (ACE) pour préparer ses rapports de rendement dans ce domaine et pour se comparer à des entreprises similaires dont le rendement fait partie du quartile supérieur.

L'ACE ne fixe pas d'objectifs annuels pour chacun de ces indices mais émet un rapport basé sur une moyenne triennale. En 2006, les moyennes triennales de l'ACE pour le taux de blessures global (TBG) et le taux de gravité des accidents (TGA) étaient respectivement 1,42 et 4,8. À Darlington, en 2006, les moyennes triennales du TBG et du TGA étaient respectivement 1,05 et 3,75, et inférieures à celles du quartile supérieur de l'industrie.

Le TBG à Darlington en 2006 était 1,34, ce qui est très près de l'objectif de fin d'année de 1,30.

Le TGA à Darlington en 2006 était 5,43, ce qui dépasse l'objectif de fin d'année de 3,75. Cinq accidents ayant entraîné une perte de temps et 15 blessures nécessitant des soins médicaux ont eu lieu en 2006. De celles-ci, 12 blessures ont été encourues entre janvier et mai. Dans la plupart des cas, les blessures étaient aux mains, dues à des glissements ou trébuchements ou elles affectaient les muscles et les os. Un des accidents ayant entraîné une perte de temps a eu lieu pendant l'arrêt de la tranche 3 et a été rapporté à la *Commission* dans le rapport de faits saillants no 2006-4 (*document aux commissaires* 06-M.28.B).

Les cinq accidents mentionnés précédemment ont entraîné la perte de 135 jours de travail. Le plus important de ceux-ci est la blessure que s'est infligée un travailleur d'entretien en glissant dans la douche, entraînant une perte de 76 jours. En mai, un plan de mesures correctives a été mis en œuvre et le TGA s'est amélioré graduellement au cours du reste de l'année. De plus, dans le cadre du plan global d'amélioration de la centrale, OPG a pris plusieurs initiatives en matière de sécurité non radiologique afin d'améliorer le rendement dans ce domaine par une surveillance du rendement des travailleurs, une supervision de la part des gestionnaires et de la direction, la planification, la préparation d'horaires et une exécution efficaces des travaux.

Tenant compte de l'amélioration observée suite aux initiatives d'OPG pour corriger les TBG et TGA plus élevés que prévu, le personnel de la CCSN juge que le programme « santé et sécurité au travail (non radiologique) » est adéquat. Il va continuer à surveiller les progrès réalisés concernant le taux de blessures.

1.2.2 Assurance du rendement

Site	DOMAINE DE SÛRETÉ Programme	Cotes	
		Programme	Mise en oeuvre
Darlington	ASSURANCE DU RENDEMENT	B	B
	Gestion de la qualité	B	B
	Facteurs humains	B	B
	Formation, examen et accréditation	B	B

Le domaine de sûreté « assurance du rendement » à Darlington répondait aux attentes du personnel de la CCSN, tant de l'aspect programme que mise en œuvre. Les programmes de ce domaine de sûreté ont contribué de façon adéquate à l'exploitation sûre de la centrale en 2006 et, en général, à l'obtention des résultats que vise la CCSN.

1.2.2.1 Gestion de la qualité

Les faits saillants rapportés par le titulaire de permis conformément à la norme d'application de la réglementation S-99 et ayant trait au programme « gestion de la qualité » ont été analysés. Les analyses effectuées par le personnel de la CCSN n'ont pas révélé de problème affectant le programme « gestion de la qualité » tel que documenté à Darlington. En 2006, le programme « gestion de la qualité » à Darlington répondait aux attentes de la CCSN.

1.2.2.2 Facteurs humains

En se fondant sur les résultats des activités de conformité effectuées en 2006, le programme « facteurs humains » et sa mise en œuvre répondent aux attentes de la CCSN. Le personnel de la CCSN va continuer de surveiller étroitement l'exécution des mesures d'application de la réglementation en cours relatives aux différents aspects surveillés, ainsi que les tendances en matière de rendement qui se dégagent des faits saillants rapportés conformément à la norme d'application de la réglementation S-99 et de l'information se trouvant dans les rapports d'exploitation trimestriels de la centrale.

Le personnel de la CCSN a effectué en 2005 une *inspection de type I* afin de vérifier qu'OPG se conforme aux exigences stipulées dans le document de la centrale ayant trait à l'effectif minimal par quart. Cette inspection a été faite conjointement à une autre *inspection de type I* ayant le même but mais portant sur les exigences relatives aux heures de travail. Le personnel de la CCSN a observé des points forts mais aussi des aspects du processus d'OPG pour se conformer aux exigences de la centrale relatives à l'effectif minimal par quart et aux heures de travail qui nécessitent des améliorations. Le titulaire de permis s'est engagé à prendre les mesures requises en réponse aux avis d'action et recommandations inclus au rapport d'inspection et il fait de bons progrès vers l'achèvement de la mise en œuvre de ces mesures.

En 2006, la direction de Darlington a soumis une demande visant à réduire l'effectif minimal de l'équipe d'intervention en cas d'urgence qui apparaît dans le document de la centrale sur l'effectif minimal par quart. Un examen multidisciplinaire effectué par le

personnel de la CCSN a permis de conclure que la proposition n'était pas justifiée et la demande de la direction de Darlington a été refusée.

OPG s'est engagé à se conformer à l'exigence dictant qu'un opérateur de salle de commande (OSC) soit présent aux panneaux de la centrale en tout temps, selon un calendrier permettant d'assurer l'exploitation sûre de ses centrales. En 2006, OPG a présenté à la CCSN des informations concernant son plan de dotation des postes d'opérateur de salle de commande et de chef de quart/superviseur de l'exploitation. OPG a informé la CCSN que, dans le cas de Darlington, l'engagement sera respecté d'ici le 31 juillet 2009.

Dans le cadre du programme de formation continue, OPG a organisé un atelier pour tout son personnel d'ingénierie intitulé « Outils de prévention des erreurs humaines pour le travail cérébral ». Le personnel de la CCSN a observé la session de mai 2006 et fourni des commentaires informels suite à celle-ci. La présence de membres de la haute direction comme facilitateurs, les discussions sur comment le personnel d'ingénierie peut se servir de tels outils, et les exemples pertinents apportés ont contribué à un atelier efficace. OPG doit être félicitée pour une telle initiative et elle est encouragée à continuer ce programme.

1.2.2.3 Formation, examen et accréditation

Les examens de requalification pour le personnel accrédité se sont poursuivis à Darlington sauf pour les opérateurs de la salle de commande de la tranche 0. La mise en œuvre complète du programme d'examen de requalification pour les opérateurs de salle de commande de la tranche 0 est prévue en 2007. Certaines lacunes ont été observées lors d'une inspection d'un examen de diagnostic sur simulateur dans le cadre de la requalification des OSC et des recommandations ont été faites. Le personnel de la CCSN examine présentement la réponse reçue.

Aucune évaluation des programmes de formation du personnel accrédité n'a été effectuée à Darlington en 2006. Des activités de suivi dans le cadre du transfert des examens d'accréditation se sont poursuivies.

Les activités ayant pour but d'incorporer les objectifs de formation des programmes spécifiques aux centrales aux programmes de formation spécifiques des OSC et des opérateurs de salle de commande de la tranche 0 se sont poursuivies à Darlington. L'incorporation de ces objectifs de formation constitue un élément important des préparatifs d'OPG en vue d'assumer la responsabilité de la conduite des examens d'accréditation. Le personnel de la CCSN examine présentement des informations relatives aux étapes de ces préparatifs. De plus, OPG a soumis une demande pour fermer l'évaluation du programme de formation initial sur les habiletés au simulateur. Le personnel de la CCSN examine présentement les documents soumis.

Le taux de réussite global aux examens d'accréditation était adéquat à Darlington au cours de l'année. Le personnel de la CCSN a conclu que ce programme et sa mise en œuvre répondaient aux attentes de la CCSN mais qu'il devra surveiller étroitement que le titulaire de permis maintient un nombre suffisant de personnes accréditées.

1.2.3 Analyse et conception

Site	DOMAINE DE SÛRETÉ Programme	Cotes	
		Programme	Mise en oeuvre
Darlington	ANALYSE ET CONCEPTION	B	B
	Analyse de sûreté	B	B
	Questions de sûreté	B	B
	Conception	B	B

Le domaine de sûreté « conception et analyse » à Darlington répondait aux attentes du personnel de la CCSN, tant de l'aspect programme que mise en œuvre. Les programmes de ce domaine de sûreté ont contribué de façon adéquate à l'exploitation sûre de la centrale en 2006 et, en général, à l'obtention des résultats que vise la CCSN. Les examens effectués par le personnel de la CCSN, incluant un examen du travail effectué pour compléter une étude probabiliste de sûreté spécifique à la centrale, ont permis de conclure que le titulaire de permis a continué d'effectuer des analyses de sûreté acceptables et d'apporter des réponses adéquates aux nouvelles questions de conception et de sûreté.

1.2.3.1 Analyse de sûreté

Les examens effectués par le personnel de la CCSN ont permis de confirmer qu'OPG a effectué des analyses de sûreté acceptables en 2006.

Le personnel de la CCSN a évalué la capacité d'OPG à effectuer la surveillance et l'évaluation des nouvelles informations obtenues en 2006 servant à s'assurer de la validité de l'analyse de sûreté jointe au *rapport de sûreté* de Darlington. Les points importants contribuant à une cote acceptable pour l'analyse de sûreté comprenaient une surveillance et un rendement adéquats relatifs aux points suivants :

- l'évaluation effectuée de la demande d'utiliser, à des fins d'essai, le système de refroidissement en temps d'arrêt comme sources froides principale et de relève à Darlington pendant l'arrêt à l'automne 2006, et la surveillance de cet essai,
- la surveillance de la méthode « analyse des prévisions les plus probables et incertitudes » (BEAU),
- la mise à jour du *rapport de sûreté* tous les trois ans (une condition du permis d'exploitation),
- les fonds octroyés aux programmes de recherche et de développement présentement en cours dans le domaine de la sûreté nucléaire sous le patronage du Groupe des propriétaires de réacteurs CANDU et à l'évaluation des conséquences potentielles des découvertes faites lors de cette recherche,
- la surveillance du vieillissement de la centrale et l'évaluation de ses conséquences sur l'analyse de sûreté, et
- la surveillance des transitoires d'exploitation à Darlington et l'évaluation de leurs conséquences potentielles sur la sûreté.

OPG a élaboré une nouvelle méthode d'analyse afin d'apporter des solutions aux effets de l'âge sur le circuit caloporteur. Cependant, OPG n'a toujours pas fourni l'information provenant de l'application des outils actuels de délivrance de permis nécessaire pour éliminer les inquiétudes du personnel de la CCSN concernant le vieillissement de la centrale. Une étude approfondie de cette méthode sera effectuée au cours de la prochaine année afin de s'assurer de sa validité. Entre temps, le personnel de la CCSN évalue la nature et le type de mesures conservatrices, s'il y en a, que le titulaire de permis pourrait devoir prendre d'ici à ce que la nouvelle méthode soit acceptée.

1.2.3.2 Questions de sûreté

Le personnel de la CCSN a évalué le progrès réalisé par les entreprises du secteur des centrales nucléaires CANDU et les compagnies d'électricité propriétaires de telles centrales pour régler les problèmes relatifs aux dossiers génériques (DG). À cette fin, OPG a poursuivi ses activités, incluant sa participation aux efforts du secteur nucléaire. Le progrès global réalisé a été jugé satisfaisant. Pour plus d'information sur des questions spécifiques de sûreté, se référer à l'annexe F qui couvre les faits saillants de 2006 pertinents à chacun des DG.

1.2.3.3 Conception

En ce qui a trait à la protection contre l'incendie, en se fondant sur les examens et évaluations qu'il a effectués, le personnel de la CCSN a conclu qu'OPG exploite ses installations à Darlington généralement en conformité aux exigences du permis d'exploitation. Il existait plusieurs problèmes nécessitant des actions correctives, mais il a été jugé qu'ils ne constituaient pas un risque inacceptable aux personnes et à l'environnement dû à des feux aux installations.

Le personnel de la CCSN a conclu que l'ensemble du programme « conception » et sa mise en œuvre à Darlington répondaient aux attentes.

1.2.4 Aptitude fonctionnelle de l'équipement

Site	DOMAINE DE SÛRETÉ Programme	Cotes	
		Programme	Mise en oeuvre
Darlington	APTITUDE FONCTIONNELLE DE L'ÉQUIPEMENT	B	B
	Entretien	B	B
	Intégrité structurale	B	B
	Fiabilité	B	B
	Qualification de l'équipement	B	C

Le domaine de sûreté « aptitude fonctionnelle de l'équipement » à Darlington répondait aux attentes du personnel de la CCSN, tant de l'aspect programme que mise en œuvre, et il a contribué à l'exploitation sûre de la centrale en 2006 et à l'obtention des résultats que

visé la CCSN. Cependant, le personnel de la CCSN continue d'avoir des inquiétudes au sujet de la mise en œuvre du programme « qualification de l'équipement ».

1.2.4.1 Entretien

OPG possède des politiques, processus et procédures qui procurent direction et encadrement au programme « entretien » à Darlington. Le programme est appuyé par une organisation d'envergure ayant des objectifs bien définis. Des rapports d'étapes sont préparés de façon continue afin de déterminer si les objectifs visés sont atteints et d'identifier les aspects nécessitant des améliorations.

Le personnel de la CCSN a conclu que la mise en œuvre du programme « entretien » à Darlington répondait aux attentes et s'améliore.

1.2.4.2 Intégrité structurale

À Darlington, le programme « intégrité structurale » et sa mise en œuvre continuaient de répondre aux attentes de la CCSN.

OPG a obtenu il y a plusieurs années les certificats d'autorisation lui permettant d'effectuer des travaux sur les enveloppes sous pression. En 2006, OPG a obtenu la permission de dévier temporairement à la condition de son permis d'exploitation relative à la norme de la CSA N285.0-06 « Exigences générales relatives aux circuits et composants sous pression aux centrales nucléaires CANDU ». OPG travaille présentement à la mise à jour de procédures avant de demander une modification du permis d'exploitation.

OPG a effectué des inspections de *tuyaux d'alimentation* de la tranche 3, de canaux de combustible et de *générateurs de vapeur* conformément à sa stratégie relative à la gestion du vieillissement et du cycle de vie. La portée et le calendrier des inspections en service à Darlington avaient été établis en fonction de la version la plus récente des plans relatifs au vieillissement et à la gestion du cycle de vie de l'équipement. Le personnel de la CCSN juge que le fondement de ces plans et la documentation pertinente sont satisfaisants, de même que les travaux d'inspections effectués et l'interprétation faite des résultats obtenus.

La stratégie d'OPG relative à la gestion du vieillissement des canaux de combustible et du cycle de vie fait un sommaire des connaissances actuelles des mécanismes de dégradation des *tubes de force* à Darlington, celles-ci découlant des programmes de recherche et de développement ainsi que de l'analyse de données recueillies lors d'inspections antérieures à Darlington et à d'autres centrales CANDU. Ainsi, le but de cette stratégie est d'identifier les problèmes d'aptitude fonctionnelle actuels et potentiels ayant une incidence sur les *tubes de force* à Darlington. Le personnel de la CCSN juge qu'OPG a mis en œuvre un processus de gestion et un fondement technique solide pour l'évaluation de l'aptitude fonctionnelle des *tubes de force*.

En 2006, plusieurs *tuyaux d'alimentation* de la tranche 1 ont été remplacés conformément aux lignes directrices d'OPG relatives à l'aptitude fonctionnelle des *tuyaux*

d'alimentation. La stratégie d'OPG consiste à réparer au besoin les *tuyaux d'alimentation* et ainsi permettre la poursuite de l'exploitation de la centrale jusqu'à ce qu'il soit requis de remplacer les canaux de combustible.

Suivant les lignes directrices relatives à l'aptitude fonctionnelle à Darlington, les supports et les raccords qui ne remplissaient plus les exigences du code ont été réparés avant que la tranche ne soit remise en service.

Le personnel de la CCSN a conclu que le programme et sa mise en œuvre à Darlington répondaient aux attentes de la CCSN.

1.2.4.3 Fiabilité

OPG a élaboré un programme « fiabilité » à Darlington conformément à l'approche suivie par l'industrie. Le personnel de la CCSN juge que cette approche de l'industrie est généralement acceptable bien que des réponses doivent toujours être apportées à quelques questions génériques. Le personnel de la CCSN a planifié un colloque en juin 2007 (et d'autres rencontres au besoin) afin de trouver les solutions aux questions encore à régler. Globalement, le personnel de la CCSN juge que le programme « fiabilité » est acceptable à Darlington.

Une inspection du processus de collecte et d'analyse des données sur la fiabilité a été effectuée et a révélé un besoin d'amélioration en ce qui concerne la préparation de documents décrivant les processus et l'élaboration d'outils. Les autorités à Darlington ont fourni une réponse adéquate aux problèmes soulevés et élaboré un plan de mesures correctives.

OPG a poursuivi en 2006 ses efforts de mise en œuvre du programme « fiabilité » à Darlington dont l'élaboration de modèles de fiabilité pour tous les systèmes importants pour la sûreté et le renforcement des données sur la fiabilité. La capacité des systèmes importants pour la sûreté de fonctionner comme prévu répondait aux exigences de la CCSN.

Le personnel de la CCSN est généralement satisfait des progrès réalisés dans la mise en œuvre du programme « fiabilité » à Darlington en 2006 et va continuer à faire le suivi de la situation en 2007.

1.2.4.4 Qualification de l'équipement

Il y a eu en 2006 moins de faits saillants concernant les salles à l'épreuve de la vapeur (par exemple, portes laissées ouvertes) rapportés conformément à la norme d'application de la réglementation S-99 qu'en 2005. Ces salles (approximativement 350) offrent à l'équipement électrique sensible qu'elles contiennent une protection contre les conditions ambiantes difficiles qui prévalent lors d'une rupture d'une conduite de vapeur principale. OPG doit être félicitée pour ses efforts en 2006 visant à conscientiser son personnel de l'importance de la *qualification environnementale* (QE).

Le 5 décembre 2006, OPG a présenté au personnel de la CCSN une mise à jour annuelle de son programme de QE. Cette mise à jour a informé le personnel de la CCSN sur l'état de plusieurs actions en suspens. Celles-ci incluent : compléter la documentation en matière de QE, remplacer les composants nécessitant une QE et effectuer les essais des chambres à l'épreuve de la vapeur.

Il est reconnu que compléter la documentation en matière de QE constitue une exigence importante du programme. Dans le cadre de la mise à jour de la documentation, le titulaire de permis a dû refaire sa liste de la *qualification environnementale* des composants liés à la sûreté, élément essentiel pour conserver la protection offerte par la QE. Le personnel de la CCSN va surveiller de près cette question en 2007 puisque des mises à jour à cette liste sont toujours en cours.

En 2006, à Darlington, sauf pour quelques exceptions mineures, OPG a remplacé selon l'horaire prévu les composants nécessitant une QE.

Un essai du taux de fuite d'une salle à l'épreuve de la vapeur de la tranche 1 a été effectué en 2006 afin de valider que les composants liés à la sûreté ne seraient pas endommagés lorsque exposés aux conditions ambiantes pouvant prévaloir lors d'accidents. Les résultats ont dévoilé que le taux de fuite dépassait légèrement le taux maximal permis tel que stipulé dans le *rapport de sûreté*. Le personnel de la CCSN évalue présentement le rapport final de l'essai.

Bien que la mise en œuvre du programme de QE progresse, il ne répond pas encore aux attentes du personnel de la CCSN. Au cours de la prochaine année, il continuera à surveiller étroitement la mise en œuvre du programme QE à Darlington.

1.2.5 Préparation aux situations d'urgence

Site	DOMAINE DE SÛRETÉ	Cotes	
		Programme	Mise en oeuvre
Darlington	PRÉPARATION AUX SITUATIONS D'URGENCE	A	A

Le programme « préparation aux situations d'urgence » et sa mise en œuvre à Darlington ont continué à dépasser les attentes de la CCSN.

Au cours d'une *inspection de type II* d'un exercice d'évacuation d'urgence du public hors site, le personnel de Darlington a démontré sa capacité à prendre soin des membres du public ayant été contaminés.

Toutes les exigences réglementaires en matière de préparation aux situations d'urgence et d'intervention continuaient d'être remplies à Darlington. Comme dans le rapport précédent sur les centrales nucléaires, le titulaire de permis a continué à démontrer sa capacité d'intervenir efficacement en cas d'urgence.

1.2.6 Protection environnementale

Site	DOMAINE DE SÛRETÉ	Cotes	
		Programme	Mise en oeuvre
Darlington	PROTECTION ENVIRONNEMENTALE	B	B

En 2006, la mise en oeuvre du programme « protection environnementale » à Darlington répondait aux attentes de la CCSN.

Les rejets aériens et liquides de substances radioactives à l'environnement étaient inférieurs à 1% des *limites opérationnelles dérivées* de Darlington et on n'a rapporté aucun cas où un seuil d'intervention en matière d'environnement a été excédé. En 2006, à Darlington, on a rapporté une dose à la population de 1,1 µSv/an.

Il n'y a pas eu à Darlington en 2006 de rejets imprévus de substances radioactives ou dangereuses pouvant présenter un risque important pour l'environnement.

Le personnel de la CCSN a effectué en 2006 une *inspection de type I* du système de management environnemental d'OPG nucléaire et trouvé aucun problème d'importance.

1.2.7 Radioprotection

Site	DOMAINE DE SÛRETÉ	Cotes	
		Programme	Mise en oeuvre
Darlington	RADIOPROTECTION	B	A

Il n'y a pas eu d'expositions au rayonnement qui ont excédé les limites réglementaires.

Le personnel de la CCSN a évalué en 2006 le programme « radioprotection » à la centrale Darlington et trouvé qu'il répondait aux attentes lui attribuant ainsi la cote « B ». Le programme « radioprotection » à Darlington fait partie du programme global de radioprotection d'OPG qui répondait aux attentes du personnel de la CCSN. La mise en oeuvre du programme « radioprotection » était supérieure aux attentes et la cote « A » lui a été attribuée.

Au cours des dernières années, la mise en oeuvre du programme « radioprotection » par la division Radioprotection de Darlington a été supérieure aux attentes de la CCSN. Le principe de limiter les doses au niveau le plus bas qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre (ALARA) a été appliqué de façon efficace à la centrale aux cours des années et une baisse de la dose collective en conditions d'exploitation a été observée. L'approche de haute technologie suivie par le groupe ALARA au cours des arrêts a aussi été reconnue comme un exemple des *bonnes pratiques* de l'industrie.

En 2006, cinq évaluations en profondeur de la radioprotection ont été effectuées au cours de périodes où la centrale fonctionnait ou était à l'arrêt. Cette augmentation de la surveillance était en prévision du renouvellement du permis d'exploitation de Darlington

en 2008. Différents aspects du programme « radioprotection » ont été évalués en se servant des critères d'inspection de la CCSN et il a été jugé que les exigences étaient excédées pour chacun d'eux. Les aspects évalués comprennent la gestion de la radioprotection, la dosimétrie, le contrôle de la contamination et la conformité au principe ALARA au site.

D'une importance encore plus grande, le personnel de la direction responsable de la RP à Darlington a démontré à la CCSN posséder un niveau de professionnalisme élevé. Par exemple, les problèmes de radioprotection rapportés au site ont été corrigés immédiatement.

Ces faits et la tendance positive à long terme du programme « radioprotection » à Darlington font que celui-ci excède les attentes du personnel de la CCSN. Cependant, il y a encore place à l'amélioration, par exemple en ce qui a trait à un problème d'OPG au niveau corporatif concernant le respect des procédures relatives au port des appareils respiratoires et à la surveillance médicale de ceux qui portent ces appareils.

1.2.8 Sécurité des sites

L'évaluation du domaine de sûreté « sécurité des sites » à Darlington est documentée dans un *document aux commissaires* séparé (secret) (CMD 07-M19.A).

1.2.9 Garanties

Site	DOMAINE DE SÛRETÉ	Cotes	
		Programme	Mise en oeuvre
Darlington	GARANTIES	B	B

En 2006, le programme « *garanties* » à Darlington continuait de répondre aux attentes de la CCSN relatives à toutes les exigences en matière de *garanties*.

1.3 PICKERING-A

1.3.1 Exploitation

Site	DOMAINE DE SÛRETÉ Programme	Cotes	
		Programme	Mise en oeuvre
Pickering- A	EXPLOITATION	B	B
	Gestion de l'organisation et de la centrale	B	C
	Conduite des opérations	B	B
	Santé et sécurité au travail (non radiologique)	B	B

Le domaine de sûreté « exploitation » à Pickering-A répondait aux attentes du personnel de la CCSN, tant de l'aspect programme que mise en œuvre. Les programmes de ce domaine de sûreté ont contribué de façon adéquate à l'exploitation sûre de la centrale en 2006 et, en général, à l'obtention des résultats visés. Les cotes de rendement « C », « B » et « B » ont été attribuées respectivement aux programmes « gestion de l'organisation », « conduite des opérations » et « santé et sécurité au travail (non radiologique) ».

1.3.1.1 Gestion de l'organisation et de la centrale

Au cours de l'année à Pickering-A, huit arrêts forcés ont été occasionnés par des bris d'équipement. Trois de ces arrêts étaient dus à des problèmes du système de contrôle des barres liquides. Dans certains cas, les arrêts étaient dus à des solutions inadéquates apportées auparavant à des problèmes déjà connus. Six déclenchements du réacteur ont eu lieu à Pickering-A, tous à la tranche 1; un s'est produit automatiquement, les cinq autres ont été initiés manuellement.

Le dossier d'état de la centrale tenu par OPG indique que la cause fondamentale de plusieurs événements était liés à des problèmes de gestion tel :

- un manque de directions claires concernant les responsabilités relatives à la gestion de la réactivité du cœur,
- l'omission de faire appel au personnel de la centrale possédant de l'expérience d'exploitation sur les tranches 1 et 4 pour l'enquête menée au sujet de la perte de mégawatts et de l'oxygène dissous,
- un manque de supervision des activités de diagnostic qui ont entraîné une pressurisation excessive des conduites du système du condensat.

Les problèmes de contrôle de la réactivité ont entraîné en une occasion le retrait de barres de compensation à la tranche 4 et, à plusieurs occasions, la diminution du niveau de puissance pendant de longues périodes, à cause d'un manque de combustible.

À la fin de décembre, l'eau déminéralisée a été contaminée par des résines servant à l'échange d'ions, ce qui a mené directement à l'arrêt d'une des tranches à Pickering-B et l'imposition de limites d'exploitation à toutes les autres tranches à Pickering-A et

Pickering-B. Une enquête sur la cause de cet événement était toujours en cours à la fin de l'année.

Plusieurs défaillances d'équipement, répétées ou continues, qui n'avaient pas été réglées ont entraîné une répétition des mêmes événements dont:

- l'ouverture des panneaux de ventilation du bâtiment turbine lorsque de mauvaises conditions météorologiques prévalaient (vents forts),
- un amincissement de la paroi des conduites d'eau de service en aval des vannes de contrôle de la température du modérateur,
- des défaillances des interrupteurs de fin de course de soupapes de vapeur qui ont produit des signaux intempestifs de *baisses contrôlées de puissance*, et à des vannes du modérateur qui sont requises pour le bon fonctionnement du système de refroidissement d'urgence du cœur pendant la phase recirculation,
- des bris de l'équipement de manutention du combustible qui ont occasionné des retraits de barres de compensation, plusieurs baisses forcées de la puissance, des problèmes de contrôle du niveau des barres liquides, et l'incapacité de localiser et retirer le combustible défectueux de la tranche 1, ce qui a occasionné plusieurs cas de contamination personnelle et un cas d'absorption de substances radioactives,
- des problèmes de contrôle des modifications techniques qui ont retardé le remplacement de processus désuets et de compteurs des systèmes de protection,
- l'addition par accident de bore dans le modérateur suite à des défaillances d'équipement qui ont aussi créé des problèmes de réactivité,
- plusieurs défaillances d'équipement qui ont rendu des systèmes liés à la sûreté indisponibles pendant certaines périodes.

Dans plusieurs cas, des enquêtes effectuées et des mesures prises antérieurement n'avaient pas permis de résoudre ces problèmes.

Un examen des rapports non périodiques soumis conformément à la norme S-99 a révélé que le temps entre le moment où un événement est découvert et que le rapport préliminaire est reçu était passablement plus long qu'auparavant et qu'aux autres centrales nucléaires. Les processus de la centrale doivent être révisés afin de pouvoir améliorer le rendement du titulaire de permis sur ce point. De plus, à quelques reprises, le personnel de la CCSN a dû informer le titulaire de permis que des événements nécessitaient la préparation d'un rapport. Finalement, OPG devrait limiter les cas où l'option de présenter des renseignements supplémentaires est adoptée seulement à ceux pour lesquels il est absolument requis de le faire, et ces renseignements devraient être fournis dans des délais raisonnables.

Globalement, OPG se doit d'apporter des améliorations à ce programme et la cote « C » a donc été attribuée pour sa mise en œuvre.

1.3.1.2 Conduite des opérations

Le personnel de la CCSN a évalué le programme « conduite des opérations » à partir des informations provenant d'inspections, de l'examen des données d'exploitation et de la revue des rapports soumis conformément à la norme S-99.

En 2006, le personnel de la CCSN a effectué à Pickering-A une série d'inspections de conformité en chantier. Bien que plusieurs lacunes concernant la tenue des lieux et l'état de la centrale aient été observées, elles étaient généralement mineures et pouvaient être corrigées facilement. Globalement, la tenue des lieux avait été améliorée dans les tranches en service (les tranches 1 et 4) mais des zones des tranches 2 et 3 ne répondaient pas aux exigences parce que de l'équipement et des matériaux servant à la remise en service y étaient entreposés.

L'arrêt planifié de la tranche 4 devait initialement durer 60 jours et se terminer à la mi-décembre mais il s'est poursuivi passablement au-delà de la fin de l'année parce qu'un câble d'une barre de compensation s'est brisé entraînant la chute de la barre dans le cœur, nécessitant par la suite une enquête et des mesures de récupération.

1.3.1.3 Santé et sécurité au travail (non radiologique)

Le taux de gravité des accidents combiné des centrales Pickering-A et Pickering-B était plus élevé que la moyenne de toutes les centrales (voir le tableau 9). Cependant, la plus grande partie des cas contribuant à ce taux élevé était attribuable à Pickering-B. Globalement, le programme « santé et sécurité au travail (non radiologique) » et sa mise en œuvre répondaient aux attentes de rendement de la CCSN à Pickering-A.

1.3.2 Assurance du rendement

Site	DOMAINE DE SÛRETÉ Programme	Cotes	
		Programme	Mise en oeuvre
Pickering- A	ASSURANCE DU RENDEMENT	B	B
	Gestion de la qualité	B	B
	Facteurs humains	B	C
	Formation, examen et accréditation	B	B

Le domaine de sûreté « assurance du rendement » à Pickering-A répondait aux attentes du personnel de la CCSN, tant de l'aspect programme que mise en œuvre. Les programmes de ce domaine de sûreté ont contribué de façon adéquate à l'exploitation sûre de la centrale en 2006 et, en général, à l'obtention des attentes de la CCSN.

La mise en œuvre des programmes « gestion de la qualité » et « formation, examen et accréditation » répondaient aux attentes du personnel de la CCSN. La mise en œuvre du programme « facteurs humains » ne répondait pas à ces attentes.

1.3.2.1 Gestion de la qualité

Aucune *inspection de type I* des activités relatives à la gestion de la qualité n'a été effectuée à Pickering-A en 2006. Une *inspection de type I* du contrôle des modifications techniques est prévue au début de l'année 2007 dans le cadre d'une initiative visant à déterminer le rendement aux trois centrales d'OPG à ce chapitre.

Un nombre d'événements rapportés conformément à la norme S-99 ont révélé des dérogations aux aspects suivants du programme « gestion de la qualité » du titulaire de permis : le contrôle du travail, les vérifications, la conception et l'entretien. Les causes apparentes de ces événements se sont manifestées à plusieurs occasions au cours de l'année et constituent un indice important d'une détérioration possible de la mise en œuvre du programme « gestion de la qualité » à Pickering-A.

En 2006, bien que des signes avant-coureurs d'une certaine détérioration se sont manifestés, le programme « gestion de la qualité » répondait aux attentes de la CCSN à Pickering-A. Même si les événements examinés n'étaient pas liés directement à des conditions dangereuses, une surveillance plus étroite est requise afin de s'assurer que les signes avant-coureurs identifiés sont examinés et éliminés pour empêcher que des problèmes importants ne se développent à Pickering-A en ce qui concerne la mise en œuvre du programme « gestion de la qualité ».

1.3.2.2 Facteurs humains

Le personnel de la CCSN a effectué une *inspection de type I* à Pickering afin de vérifier la conformité aux exigences stipulées dans le document de la centrale relatif à l'effectif minimal par quart. Cette inspection a été faite conjointement à une autre *inspection de type I* ayant le même but mais portant sur les exigences relatives aux heures de travail. Sur le sujet de l'effectif minimal par quart, les centrales Pickering-A et Pickering-B partagent les mêmes exigences et l'inspection a donc servi à vérifier la conformité aux deux centrales. Suite à l'inspection, la CCSN a émis une directive enjoignant OPG de produire des preuves démontrant qu'elle se conforme à l'article 2.2 des permis d'exploitation des centrales. Le personnel de la CCSN a aussi émis deux avis d'action exigeant qu'OPG documente et mette en œuvre un processus pour s'assurer de répondre à toutes les exigences relatives à l'effectif minimal par quart. Le titulaire de permis a présenté des informations préliminaires incluant des actions provisoires et des plans pour tenir compte des mesures d'application dans le rapport d'inspection. OPG étudie aussi d'autres méthodes pour déterminer un effectif minimal et une recommandation sur la méthode la plus efficace.

Un examen de l'information sur le rendement de la centrale, des rapports soumis conformément à la norme S-99 et des rapports d'inspections de la CCSN a identifié un nombre de problèmes relatifs au rendement humain qui reflètent une tendance négative de ce rendement à Pickering-A. Ces problèmes se rapportent aux points suivants :

- un manque de prudence dans la prise de décision (lors des interventions qui ont fait suite à un événement mettant en cause le système des barres liquides de la tranche 1),

- un manque de supervision (lors de la pressurisation excessive des conduites du système du condensat de la tranche 4 et lors de l'enquête sur la fuite d'oxygène et la perte de mégawatts aux tranches 1 et 4),
- des non-conformités et des écarts aux procédures (lors de l'intervention qui a fait suite aux problèmes sur le système des barres liquides de la tranche 1 et lors d'événements relatifs à la radioprotection), et
- un manque d'opérateurs de salle de commande, les empêchant de se consacrer entièrement à certaines tâches (un cas à la tranche 1 a entraîné un déclenchement automatique du réacteur pendant un redémarrage).

Dans le cadre du programme de formation continue, OPG a organisé un atelier pour tout son personnel d'ingénierie intitulé « Outils de prévention des erreurs humaines pour le travail cérébral ». Le personnel de la CCSN a observé la session de mai 2006 et fourni des commentaires informels suite à celle-ci. La présence de membres de la haute direction comme facilitateurs, les discussions sur comment le personnel d'ingénierie peut se servir de tels outils, et les exemples pertinents apportés ont contribué à un atelier efficace. OPG doit être félicitée pour une telle initiative et elle est encouragée à continuer ce programme.

En se fondant sur les résultats des activités de conformité effectuées en 2006 et l'information extraite des rapports soumis par le titulaire de permis, le programme « facteurs humains » répondait aux attentes de la CCSN justifiant l'attribution de la cote « B ». Cependant, sa mise en œuvre ne répondait pas aux attentes de la CCSN et la cote « C » a été attribuée dans ce cas. Le personnel de la CCSN va continuer de surveiller étroitement l'exécution des mesures d'application de la réglementation en cours relatives aux différents aspects surveillés, ainsi que les tendances en matière de rendement qui se dégagent des faits saillants rapportés conformément à la norme S-99 et de l'information se trouvant dans les rapports d'exploitation trimestriels de la centrale.

1.3.2.3 Formation, examen et accréditation

Au cours de l'année 2006, un nombre d'événements survenus à la centrale mettait en cause le personnel responsable de la conduite des opérations, incluant le personnel accrédité, tel l'arrêt simultané de deux onduleurs de catégorie 2 à la tranche 4. Les rapports détaillés de ces événements seront utilisés pour examiner le rendement du personnel accrédité ainsi que la pertinence des procédures devant servir lors de tels incidents.

Aucune évaluation des programmes de tests de requalification ou des programmes de formation n'a été effectuée à Pickering-A en 2006.

OPG a poursuivi ses efforts visant à incorporer les objectifs du programme spécifique d'une centrale au programme de formation des opérateurs de salle de commande (OSC). Le personnel de la CCSN examine présentement les rapports d'étape. L'incorporation de ces objectifs de formation constitue un élément important des préparatifs d'OPG en vue d'assumer la responsabilité de la conduite des examens d'accréditation.

Le taux de réussite global aux examens d'accréditation était adéquat à Pickering-A au cours de l'année. Le personnel de la CCSN a conclu que ce programme et sa mise en œuvre répondaient aux attentes. Le personnel de la CCSN a continué de surveiller que le nombre de personnes accréditées assignées à chacune des tranches était adéquat, prêtant une attention particulière aux tranches 2 et 3 où le combustible a été retiré du réacteur. Un nombre adéquat de personnes accréditées doit être assigné à ces dernières afin de voir au fonctionnement des systèmes fonctionnels et de sûreté qui sont contrôlés à partir des panneaux de commande de ces tranches. Ces opérateurs doivent être en addition à ceux assignés aux tranches en service 1 et 4.

1.3.3 Analyse et conception

Site	DOMAINE DE SÛRETÉ Programme	Cotes	
		Programme	Mise en oeuvre
Pickering- A	ANALYSE ET CONCEPTION	B	B
	Analyse de sûreté	B	B
	Questions de sûreté	B	B
	Conception	B	B

Le domaine de sûreté « conception et analyse » à Pickering-A répondait aux attentes du personnel de la CCSN, tant de l'aspect programme que mise en œuvre. Les programmes de ce domaine de sûreté ont contribué de façon adéquate à l'exploitation sûre de la centrale en 2006 et, en général, à l'obtention des résultats que vise la CCSN. Les évaluations effectuées par le personnel de la CCSN, incluant un examen du travail effectué pour compléter une étude probabiliste de sûreté spécifique à la centrale, ont permis de conclure que le titulaire de permis continue d'effectuer des analyses de sûreté et de répondre aux nouvelles questions de conception et de sûreté de manière satisfaisante.

1.3.3.1 Analyse de sûreté

Les examens effectués par le personnel de la CCSN ont confirmé qu'OPG a effectué des analyses de sûreté acceptables en 2006.

Le personnel de la CCSN a évalué la capacité d'OPG à effectuer la surveillance et l'évaluation des nouvelles informations obtenues en 2006 servant à s'assurer de la validité de l'analyse de sûreté jointe au *rapport de sûreté* de la centrale Pickering-A. Les points importants contribuant à une cote acceptable en matière d'analyse de sûreté comprenaient une surveillance et un rendement adéquats sur les points suivants:

- la surveillance de la méthode « analyse des prévisions les plus probables et incertitudes » (BEAU),
- les fonds octroyés aux programmes de recherche et de développement présentement en cours dans le domaine de la sûreté nucléaire sous le patronage du Groupe des propriétaires de réacteurs CANDU et à l'évaluation des conséquences potentielles des découvertes provenant de la recherche,

- la surveillance du vieillissement de la centrale et l'évaluation de ses conséquences sur l'analyse de sûreté,
- la surveillance des transitoires d'exploitation à Pickering-A et l'évaluation de leurs conséquences potentielles sur la sûreté,
- les efforts consacrés jusqu'à maintenant par OPG pour se conformer aux exigences de la norme S-294 relativement aux études probabilistes de sûreté, bien que l'étude probabiliste des risques effectuée à Pickering-A ne répondait pas encore à toutes les exigences de la norme S-294.

L'évaluation du programme « analyse de sûreté » a permis de confirmer, qu'en général, la centrale dispose de programmes adéquats pour soutenir une exploitation sûre et continue.

1.3.3.2 Questions de sûreté

Le personnel de la CCSN a évalué le progrès réalisé par les entreprises du secteur des centrales nucléaires CANDU et les compagnies d'électricité propriétaires de telles centrales pour régler les problèmes relatifs aux dossiers génériques (DG). À cette fin, OPG a poursuivi ses activités, incluant sa participation aux efforts du secteur nucléaire. Le progrès global réalisé a été jugé satisfaisant. Pour plus d'information sur des questions spécifiques de sûreté, se référer à l'annexe F qui couvre les faits saillants de 2006 pertinents à chacun des DG.

1.3.3.3 Conception

Bien que quelques lacunes mineures aient été décelées concernant la conception de certains systèmes à Pickering-A, le programme global « conception » et sa mise en œuvre à cette centrale répondaient aux attentes de la CCSN en 2006.

1.3.4 Aptitude fonctionnelle de l'équipement

Site	DOMAINE DE SÛRETÉ Programme	Cotes	
		Programme	Mise en oeuvre
Pickering- A	APTITUDE FONCTIONNELLE DE L'ÉQUIPEMENT	B	B
	Entretien	B	B
	Intégrité structurale	B	B
	Fiabilité	B	B
	Qualification de l'équipement	B	B

Le domaine de sûreté « aptitude fonctionnelle de l'équipement » à Pickering-A répondait aux attentes du personnel de la CCSN, tant de l'aspect programme que mise en œuvre. Les programmes couverts par ce domaine de sûreté répondaient aux attentes de la CCSN en 2006.

1.3.4.1 Entretien

Le personnel de la CCSN a conclu que les politiques, processus et procédures à Pickering-A procurent direction et encadrement au programme « entretien » de cette centrale. Le programme était appuyé par une organisation d'envergure ayant des objectifs bien définis. Des rapports d'étapes sont préparés de façon continue afin de déterminer si les objectifs visés sont atteints et d'identifier les aspects nécessitant des améliorations. Le personnel de la CCSN a jugé que le programme « entretien » à Pickering-A répondait aux exigences.

Des travaux importants de mise à niveau ont été effectués récemment aux tranches 1 et 4 de Pickering-A dans le cadre des activités de remise en service et tous les engagements en matière d'entretien ont été respectés. Par conséquent, il est jugé que le programme « entretien » à Pickering-A répondait aux attentes du personnel de la CCSN.

1.3.4.2 Intégrité structurale

OPG a obtenu il y a plusieurs années les certificats d'autorisation lui permettant d'effectuer des travaux sur les enveloppes sous pression et a travaillé depuis à mettre à jour ses procédures pour se conformer à la dernière version de la norme de la CSA N285.0-06 avant de demander une modification du permis d'exploitation.

Des inspections ont été effectuées à Pickering-A au cours de l'arrêt planifié de 2006 conformément au programme d'inspections périodiques et à la stratégie relative à la gestion du vieillissement et du cycle de vie en vigueur à cette centrale. La portée et le calendrier des inspections en service à Darlington avaient été établis en fonction de la version la plus récente de la stratégie d'OPG relative à la gestion du vieillissement des canaux de combustible et du cycle de vie. Les programmes étaient à jour. Le personnel de la CCSN juge que le fondement de ces plans et la documentation pertinente sont satisfaisants, de même que les travaux d'inspections effectués et l'interprétation faite des résultats obtenus.

Les tranches 1 et 4 devant être redémarrées à Pickering-A, les *tuyaux d'alimentation*, les canaux de combustible et les *générateurs de vapeur* ont été inspectés avant le redémarrage. Le programme « intégrité structurale » et sa mise en œuvre répondaient aux exigences de la CCSN.

1.3.4.3 Fiabilité

OPG a élaboré un programme « fiabilité » à Pickering-A conformément à l'approche suivie par l'industrie. Le personnel de la CCSN juge que cette approche de l'industrie est généralement acceptable bien que des réponses doivent toujours être apportées à quelques questions génériques. Le personnel de la CCSN a planifié un colloque en juin 2007 (et d'autres rencontres au besoin) afin de trouver les solutions aux questions encore à régler. Globalement, le personnel de la CCSN juge que le programme « fiabilité » est acceptable à Pickering-A.

OPG a poursuivi en 2006 ses efforts de mise en œuvre du programme « fiabilité » à Pickering-A dont l'élaboration de modèles de fiabilité pour tous les systèmes importants pour la sûreté et le renforcement des données sur la fiabilité. Le personnel de la CCSN était généralement satisfait des progrès réalisés dans la mise en œuvre du programme « fiabilité » à Pickering-A en 2006 et va continuer à faire le suivi de la situation en 2007.

Globalement, la plupart des systèmes liés à la sûreté ont fonctionné comme prévu en 2006, cependant le nombre d'incidents pour lesquels de tels systèmes étaient indisponibles était plus élevé que l'année dernière. Globalement, le personnel de la CCSN est satisfait du rendement de la mise en œuvre du programme « fiabilité » à Pickering-A en 2006.

1.3.4.4 Qualification de l'équipement

Le personnel de la CCSN n'a pas identifié en 2006 de changements importants laissant supposer une détérioration du programme « qualification de l'équipement » à Pickering-A en 2006 ou de faiblesses de sa mise en œuvre.

1.3.5 Préparation aux situations d'urgence

Site	DOMAINE DE SÛRETÉ	Cotes	
		Programme	Mise en oeuvre
Pickering-A	PRÉPARATION AUX SITUATIONS D'URGENCE	A	A

Une *inspection de type II* effectuée à Pickering-B en septembre 2006 a permis de conclure que : « pour les aspects couverts par la portée de l'inspection, il a été démontré que la capacité d'intervention en cas d'urgence et de gestion des cas d'urgence est adéquate à Pickering ». Puisque les ressources de l'entreprise dédiées aux interventions en cas d'urgence sont disponibles autant pour Pickering-A que pour Pickering-B, cette conclusion s'applique donc aussi à Pickering-A.

Toutes les exigences réglementaires en matière de préparation aux situations d'urgence et d'intervention continuaient d'être remplies à Pickering-A. Comme dans le rapport précédent sur les centrales nucléaires, aucun risque inacceptable relatif aux mesures d'intervention en situations d'urgence n'a été décelé. À Pickering-A, le programme « préparation aux situations d'urgence » et sa mise en œuvre continuaient d'excéder les exigences.

1.3.6 Protection environnementale

Site	DOMAINE DE SÛRETÉ	Cotes	
		Programme	Mise en oeuvre
Pickering-A	PROTECTION ENVIRONNEMENTALE	B	B

En 2006, la mise en œuvre du programme « protection environnementale » à Pickering-A répondait aux attentes de la CCSN. Les rejets aériens et liquides de substances

radioactives à l'environnement étaient inférieurs à 1% des *limites opérationnelles dérivées* de Pickering-A. On n'a rapporté aucun cas où un seuil d'intervention en matière d'environnement a été excédé. En 2006, on a rapporté pour le site de Pickering (A et B) une dose à la population de 2,8 µSv/an.

Il n'y a pas eu à Pickering-A en 2006 de rejets imprévus de substances radioactives ou dangereuses pouvant présenter un risque important pour l'environnement.

Le personnel de la CCSN a effectué en 2006 une *inspection de type I* du système de management environnemental d'OPG nucléaire et aucun problème d'importance n'a été découvert.

1.3.7 Radioprotection

Site	DOMAINE DE SÛRETÉ	Cotes	
		Programme	Mise en oeuvre
Pickering-A	RADIOPROTECTION	B	B

Il n'y a pas eu d'expositions au rayonnement qui ont excédé les limites réglementaires.

Le personnel de la CCSN a effectué en mars 2006 une *inspection de type I* du programme « radioprotection » à Pickering-A. On a décelé deux lacunes concernant les appareils respiratoires et OPG a consenti à prendre des mesures pour les corriger. OPG s'est engagée à mettre en œuvre un programme de suivi médical afin de s'assurer que la condition physique des employés est suffisamment bonne pour leur permettre d'utiliser les appareils de protection respiratoire. Le titulaire de permis s'est également engagé à prendre des mesures pour s'assurer que les procédures relatives au port d'appareils respiratoires sont respectées. Particulièrement, il s'assurera que les utilisateurs sont bien rasés.

Lors d'un incident au cours de l'année, une personne a reçu une dose due au tritium supérieure à un seuil d'intervention. Le titulaire de permis a pris toutes les mesures requises et cet incident ne signifie pas qu'il ne gère pas bien son programme « radioprotection ».

En 2006, OPG a continué de répondre aux exigences relatives à la mise en oeuvre de tous les aspects du programme « radioprotection ». Les lacunes décelées ont été jugées mineures et elles ne représentaient pas un risque à la santé et la sécurité des travailleurs.

1.3.8 Sécurité des sites

L'évaluation du domaine de sûreté « sécurité des sites » à Pickering-A et Pickering-B est documentée dans un *document aux commissaires* séparé (secret) (CMD 07- M19.A).

1.3.9 Garanties

Site	DOMAINE DE SÛRETÉ	Cotes	
		Programme	Mise en oeuvre
Pickering-A	GARANTIES	B	B

En 2006, le programme « *garanties* » à Pickering-A continuait de répondre aux attentes de la CCSN relatives à toutes les exigences en matière de *garanties*.

1.3.10 Mise à jour relative aux autres projets et initiatives d'importance

1.3.10.1 Le projet relatif à la conservation sûre des tranches 2 et 3 de Pickering-A

En novembre 2005, contrairement à ce qui était prévu précédemment, OPG a informé la CCSN de sa décision de ne pas remettre en service les tranches 2 et 3 à Pickering A après que le conseil d'administration eût accepté la recommandation de la direction de ne pas aller de l'avant avec la redémarrage de ces tranches. Du point de vue technique, la remise en service de ces tranches aurait été possible, la décision de ne pas aller de l'avant a été prise en tenant compte de considérations financières. Au lieu d'être remises en service, les tranches 2 et 3 seront plutôt placées dans un état de conservation sûr à long terme.

Les tranches sont présentement en *état d'arrêt garanti*. Le combustible et l'eau lourde sont toujours présents dans ces tranches et une réaction en chaîne est possible. Parce que bon nombre d'interconnexions entre les systèmes des quatre tranches étaient requises pour assurer leur bon fonctionnement, certains systèmes des tranches 2 et 3 devront continuer à fonctionner en soutien à l'exploitation des tranches 1 et 4.

Le plan préliminaire de déclassement à Pickering-A prévoit qu'une fois qu'elles auront été arrêtées, les tranches seront placées dans un état de conservation sûr jusqu'à ce qu'elles soient démantelées. Par conséquent, le projet de placer les tranches dans un état de conservation sûr consiste à enlever le combustible et drainer l'eau lourde des tranches 2 et 3, de les maintenir dans un état de conservation sûr jusqu'à ce que les tranches 1 et 4 soient arrêtées de façon permanente et que les activités de déclassement débutent.

Selon OPG, le permis d'exploitation présentement en vigueur permet d'effectuer toutes les activités nécessaires pour placer les tranches dans un état de conservation sûr (enlever le combustible et l'eau lourde). OPG ne planifie donc pas de soumettre une demande pour un nouveau permis pour couvrir les périodes pendant lesquelles les tranches 2 et 3 seront placées ou seront dans un état de conservation sûr.

Le plan de mise en œuvre de ce projet « Lignes directrices concernant l'état de conservation sûr » et une lettre présentant les informations pertinentes à ce projet ont été formellement soumis. Il est mentionné dans la lettre que plusieurs modifications du permis d'exploitation actuel seront requises. Ces modifications comprennent des révisions de certains documents afin de refléter l'état de conservation sûr et les changements requis à l'exploitation et la conception.

1.4 PICKERING-B

1.4.1 Exploitation

Site	DOMAINE DE SÛRETÉ Programme	Cotes	
		Programme	Mise en oeuvre
Pickering-B	EXPLOITATION	B	B
	Gestion de l'organisation et de la centrale	B	B
	Conduite des opérations	B	B
	Santé et sécurité au travail (non radiologique)	B	B

Le domaine de sûreté « exploitation » à Pickering-B répondait aux attentes du personnel de la CCSN, tant de l'aspect programme que mise en œuvre. Les programmes de ce domaine de sûreté répondaient aux attentes de la CCSN en 2006.

1.4.1.1 Gestion de l'organisation et de la centrale

Cinq arrêts forcés ont eu lieu dont un occasionné par un déclenchement de réacteur suite à des bris d'équipement et certains dus à des problèmes connus depuis longtemps. Trois arrêts planifiés d'importance ont aussi eu lieu au cours de l'année. Tous les arrêts planifiés de tranche ont duré passablement plus longtemps que prévu. Certaines de ces prolongations étaient dues à des défaillances répétées d'équipement.

Trois *baisse contrôlée de puissance* ont eu lieu à la suite de problèmes de l'équipement, l'une d'elle entraînant un arrêt forcé. Dans les deux autres cas, les lacunes de l'équipement ont été réglées et les tranches ont été ramenées à pleine puissance.

Des événements se sont répétés à cause de lacunes de l'équipement dont des problèmes de qualité de nouveaux composants tel les transducteurs et les dispositifs d'alarme des soupapes de vapeur, des joints d'étanchéité des pompes du système de refroidissement en temps d'arrêt, de fuites au niveau des garnitures des vannes du système de refroidissement d'urgence du cœur, et de déclenchements des pompes basse-pression et haute-pression du système d'eau de service. Dans certains cas, elles étaient des lacunes qui s'étaient déjà manifestées mais que des enquêtes et des mesures correctives antérieures n'avaient pas permis de régler.

Des baisses de puissance ont dû être effectuées parce que des algues obstruaient l'entrée du système d'eau de circulation. Bien que des mesures correctives aient été prises dans ces cas, il faudra beaucoup de temps avant de pouvoir mettre en œuvre toutes les actions requises et déterminer leur efficacité.

Deux événements dignes de mention mettent en cause des fournisseurs de services externes. Dans un de ces cas, un travail sur de l'équipement lié à la sûreté était effectué par un employé d'un fournisseur externe qui n'était pas qualifié. Des mesures provisoires ont été prises afin de répondre aux questions de qualité à court terme soulevées par cet événement. Dans l'autre cas, l'eau déminéralisée a été contaminée par des résines servant

à l'échange d'ions, entraînant directement l'arrêt d'une tranche et l'imposition de limites d'exploitation plus contraignantes pour les autres tranches.

Un examen des rapports non périodiques soumis conformément à la norme S-99 « Rapports à soumettre par les exploitants de centrale nucléaire » a révélé que le temps entre le moment où des événements sont découverts et que les rapports préliminaires sont reçus était passablement plus long qu'auparavant et qu'aux autres centrales nucléaires. Les processus de la centrale doivent être révisés afin de pouvoir améliorer le rendement du titulaire de permis sur ce point. De plus, à plusieurs reprises, le personnel de la CCSN a dû informer le titulaire de permis que des événements nécessitaient la préparation d'un rapport. Finalement, OPG devrait limiter les cas où l'option de présenter des renseignements supplémentaires est adoptée seulement à ceux pour lesquels il est absolument requis de le faire, et ces renseignements devraient être fournis dans des délais raisonnables.

Bien que quelques lacunes de la mise en œuvre du programme « gestion de l'organisation et de la centrale » aient été identifiées, la cote « B » lui a été attribuée.

1.4.1.2 Conduite des opérations

Le personnel de la CCSN a évalué le programme « conduite des opérations » à partir des informations provenant d'inspections, de l'examen des données d'exploitation et de la revue des rapports soumis conformément à la norme S-99.

En 2006, le personnel de la CCSN a effectué à Pickering-B une série d'inspections de conformité en chantier. Bien que plusieurs problèmes aient été observés, ils étaient généralement mineurs. Le personnel de la CCSN a jugé que, globalement, le rendement au chapitre de la tenue des lieux était acceptable mais il a noté un bon nombre de problèmes ayant trait à l'étiquetage temporaire de l'équipement et à des non-conformités aux exigences concernant les aires de circulation sismiques.

Pour 2006, la cote « B » a été attribuée au programme « conduite des opérations » et sa mise en service. Cependant, des incidents ayant entraîné un transitoire et des indisponibilités de l'équipement vont nécessiter une surveillance plus étroite en 2007.

1.4.1.3 Santé et sécurité au travail (non radiologique)

En 2006 à Pickering-B, il y a eu cinq accidents invalidants qui ont entraîné la perte de 120 jours de travail. Ceci a donné un taux de gravité des accidents de 7,76. Le taux de gravité des accidents est bien au-delà de l'objectif visé de 3,75 mais ceci ne représente pas une tendance négative parce qu'il a été affecté par un seul accident au cours duquel une personne a subi une entorse à une cheville. La cote « B » a été attribuée à ce programme mais il continuera à faire l'objet de surveillance afin d'en dégager les tendances.

1.4.2 Assurance du rendement

Site	DOMAINE DE SÛRETÉ Programme	Cotes	
		Programme	Mise en oeuvre
Pickering-B	ASSURANCE DU RENDEMENT	B	B
	Gestion de la qualité	B	B
	Facteurs humains	B	B
	Formation, examen et accréditation	B	B

Le domaine de sûreté « assurance de rendement » à Pickering-B répondait aux attentes du personnel de la CCSN. Les programmes de ce domaine de sûreté ont contribué de façon adéquate à l'exploitation sûre de la centrale.

Des lacunes de la mise en œuvre des programmes « gestion de la qualité » et « facteurs humains » ont été identifiées, mais la cote « B » a quand même été attribuée et ces programmes vont faire l'objet d'une surveillance plus étroite au cours de l'année à venir.

1.4.2.1 Gestion de la qualité

Une *inspection de type I* du contrôle des modifications techniques a été effectuée à Pickering-B. L'analyse finale et le rapport seront complétés en 2007. Jusqu'à maintenant, les inspections n'ont révélé aucune lacune grave pouvant créer des conditions d'exploitation dangereuses.

Un nombre d'événements rapportés conformément à la norme S-99 ont révélé des dérogations aux aspects suivants du programme « gestion de la qualité » du titulaire de permis : le contrôle du travail, les vérifications, la conception et l'entretien. Les causes apparentes de ces événements se sont manifestées à plusieurs occasions au cours de l'année et peuvent représenter une tendance négative de la mise en œuvre du programme « gestion de la qualité ».

Globalement, les événements revus n'étaient pas liés directement à des conditions dangereuses pour les installations. En 2006, le programme « gestion de la qualité » à Pickering-B répondait aux attentes de la CCSN bien que les problèmes identifiés vont nécessiter de la surveillance additionnelle.

1.4.2.2 Facteurs humains

Le personnel de la CCSN a effectué une *inspection de type I* à Pickering afin de vérifier la conformité aux exigences prescrites dans le document de la centrale relatif à l'effectif minimal par quart. Cette inspection a été faite conjointement à une autre *inspection de type I* ayant le même but mais portant sur les exigences relatives aux heures de travail. Sur le sujet de l'effectif minimal par quart, les centrales Pickering-A et Pickering-B partagent les mêmes exigences et l'inspection a donc servi à vérifier la conformité aux deux centrales. Suite à l'inspection, la CCSN a émis une directive enjoignant OPG de produire des preuves démontrant qu'elle se conforme à l'article 2.2 des permis d'exploitation des centrales. Le personnel de la CCSN a aussi émis deux avis d'action

exigeant qu'OPG documente et mette en œuvre un processus pour s'assurer de répondre à toutes les exigences relatives à l'effectif minimal par quart. OPG a présenté des informations préliminaires incluant des actions provisoires et des plans pour tenir compte des mesures d'application dans le rapport d'inspection. Le titulaire de permis étudie aussi d'autres méthodes pour déterminer l'effectif minimal et recommander la méthode la plus efficace.

OPG s'est engagée à donner suite aux avis d'action et recommandations relatives au respect des procédures et a fourni une mise à jour de sa réponse initiale aux résultats de l'inspection menée en 2006. Suite à l'examen de cette information ainsi que celle sur le rendement de la centrale et celle provenant des inspections et des rapports soumis conformément à la norme S-99, le personnel de la CCSN a conclu que des efforts additionnels sont requis afin de réaliser des progrès durables au chapitre du respect des procédures.

Dans le cadre du programme de formation continue, OPG a organisé un atelier pour tout son personnel d'ingénierie intitulé « Outils de prévention des erreurs humaines pour le travail cérébral ». Le personnel de la CCSN a observé la session de mai 2006 et fourni des commentaires informels suite à celle-ci. La présence de membres de la haute direction comme facilitateurs, les discussions sur comment le personnel d'ingénierie peut se servir de tels outils, et les exemples pertinents apportés ont contribué à un atelier efficace. OPG doit être félicitée pour une telle initiative et elle est encouragée à continuer ce programme.

Bien que quelques problèmes aient été décelés, la cote « B » a été attribuée au programme « facteurs humains » et à sa mise en œuvre.

1.4.2.3 Formation, examen et accréditation

Plusieurs tranches ont été arrêtées en décembre 2006 suite à un problème d'approvisionnement en eau déminéralisée provenant d'un poste de traitement de l'eau exploité à contrat par un fournisseur externe. Le personnel de la CCSN va se servir du rapport d'événement détaillé pour examiner le rendement du personnel certifié de la centrale face à ce type d'événement. Aucune évaluation des programmes de tests de requalification ou des programmes de formation n'a été effectuée à Pickering-B en 2006.

OPG a poursuivi ses efforts visant à incorporer les objectifs du programme spécifique à une centrale au programme de formation des OSC. Le personnel de la CCSN examine présentement les rapports d'étape. L'incorporation de ces objectifs de formation constitue un élément important des préparatifs à Pickering-B en vue d'assumer la responsabilité de la conduite des examens d'accréditation.

De plus, le personnel de la CCSN est à examiner les documents à l'appui d'une demande de fermer une évaluation effectuée antérieurement et qui portait sur la partie du programme de formation initiale des superviseurs de quart/chefs de quart traitant des habiletés en salle de commande.

Le taux de réussite global aux examens d'accréditation était adéquat à Pickering-B au cours de l'année. Ce programme et sa mise en œuvre répondaient aux attentes de la CCSN relatives aux nombres de personnes certifiées.

1.4.3 Conception et analyse

Site	DOMAINE DE SÛRETÉ Programme	Cotes	
		Programme	Mise en oeuvre
Pickering-B	CONCEPTION ET ANALYSE	B	B
	Analyse de sûreté	B	B
	Questions de sûreté	B	B
	Conception	B	C

Le domaine de sûreté « conception et analyse » à Pickering-B répondait aux attentes du personnel de la CCSN, tant de l'aspect programme que mise en œuvre. Les programmes de ce domaine de sûreté ont contribué de façon adéquate à l'exploitation sûre de la centrale en 2006. Cependant, la mise en œuvre du programme « conception » continuera d'être jugée inférieure aux exigences jusqu'à ce que toutes les tranches puissent être refroidies suite à une perte d'alimentation électrique à toutes les tranches. Les évaluations effectuées par le personnel de la CCSN, incluant un examen du travail effectué pour compléter une étude probabiliste de sûreté (ÉPS) spécifique à la centrale, ont permis de conclure que le titulaire de permis continue d'effectuer des analyses de sûreté et de répondre aux nouvelles questions de conception et de sûreté de manière satisfaisante.

1.4.3.1 Analyse de sûreté

Les examens effectués par le personnel de la CCSN ont confirmé que les analyses de sûreté d'OPG étaient acceptables en 2006.

Le rendement d'OPG a été évalué au chapitre de la surveillance et de l'évaluation des nouvelles informations obtenues en 2006 servant à s'assurer de la validité de l'analyse de sûreté jointe au *rapport de sûreté* de la centrale Pickering-B. Les points importants contribuant à une cote acceptable comprennent :

- la mise à jour du *rapport de sûreté* tous les trois ans (une condition du permis d'exploitation),
- l'évaluation des procédures d'exploitation en mode thermosiphon et de leur fondement technique pour l'exploitation à long terme,
- la surveillance et l'évaluation de la pertinence de l'alimentation électrique d'urgence et de l'alimentation en eau d'urgence,
- la surveillance de l'état bas niveau du caloporteur lors de l'arrêt de la tranche 6 P561,
- la surveillance de la méthode « analyse des prévisions les plus probables et incertitudes » (BEAU),
- la surveillance du vieillissement de la centrale et l'évaluation de ses conséquences sur l'analyse de sûreté,

- les fonds octroyés aux programmes de recherche et de développement présentement en cours dans le domaine de la sûreté nucléaire sous le patronage du Groupe des propriétaires de réacteurs CANDU et à l'évaluation des conséquences potentielles des découvertes provenant de la recherche,
- la surveillance des transitoires d'exploitation à Pickering-B et l'évaluation de leurs conséquences potentielles sur la sûreté, et
- les efforts consacrés jusqu'à maintenant par OPG pour se conformer aux exigences de la norme S-294 relativement aux ÉPS, bien que l'étude probabiliste des risques effectuée pour Pickering-B ne répond pas encore à toutes les exigences de la norme S-294.

L'évaluation du programme « analyse de sûreté » a confirmé qu'en général, la centrale dispose de programmes adéquats pour soutenir une exploitation sûre et continue.

Cependant, il semble que les seuils de déclenchement du système de protection contre les surpuissances neutroniques, et possiblement d'autres déclenchements, auront possiblement à être changés afin de tenir compte des conséquences du vieillissement de la centrale.

1.4.3.2 Questions de sûreté

Le personnel de la CCSN a évalué le progrès réalisé par les entreprises du secteur des centrales nucléaires CANDU et les compagnies d'électricité propriétaires de telles centrales pour régler les problèmes relatifs aux dossiers génériques (DG). À cette fin, OPG a poursuivi ses activités, incluant sa participation aux efforts du secteur nucléaire. Le progrès global réalisé a été jugé satisfaisant. Pour plus d'information sur des questions spécifiques de sûreté, se référer à l'annexe F qui couvre les faits saillants de 2006 pertinents à chacun des DG.

1.4.3.3 Conception

La panne générale d'électricité d'août 2003 a permis d'exposer des lacunes de la conception de certains systèmes à Pickering-B. Ces lacunes avaient une incidence sur la défense en profondeur globale de la centrale. La lacune principale était l'impossibilité de refroidir le réacteur suite une perte du réseau, nécessitant ainsi que les tranches demeurent réchauffées et qu'une circulation par thermosiphon s'établisse pour évacuer la chaleur résiduelle. Parmi les mesures correctives requises, OPG installe présentement des génératrices à grande capacité activées par des turbines à combustion afin de pouvoir alimenter suffisamment toutes les tranches advenant le besoin de refroidir l'une d'elles suite à une perte du réseau et qu'aucune tranche ne continue de fonctionner. Le système d'alimentation électrique auxiliaire sera mis en service au cours du troisième quart de 2007.

Le personnel de la CCSN a examiné certains aspects de la mise en œuvre du programme de la protection contre l'incendie et conclu que, globalement, le programme répondait aux attentes de la CCSN. Cependant, la cote attribuée à la mise en œuvre du programme de protection contre l'incendie est inférieure aux attentes à cause d'une lacune de

l'approvisionnement en eau de lutte contre les incendies identifiée lors de la panne générale d'électricité en 2003. Une solution à ce problème a été proposée par les autorités de Pickering-B et, si mise en oeuvre, elle éliminerait les préoccupations du personnel de la CCSN à ce sujet.

Le personnel de la CCSN a effectué une inspection du système de distribution électrique à Pickering-B et trouvé des preuves d'un soutien technique et opérationnel permettant d'exploiter le système de manière sûre en temps normal d'exploitation. Cependant, sur certains aspects, des informations additionnelles sont requises et OPG s'affaire à les rassembler.

Le personnel de la CCSN a jugé que le programme global « conception » à Pickering-B répondait aux attentes de la CCSN en 2006. Cependant, la mise en œuvre de ce programme continuera d'être jugée inférieure aux exigences jusqu'à ce que toutes les tranches puissent être refroidies suite à une perte d'alimentation de catégorie IV à toutes les tranches.

1.4.4 Aptitude fonctionnelle de l'équipement

Site	DOMAINE DE SÛRETÉ Programme	Cotes	
		Programme	Mise en oeuvre
Pickering-B	APTITUDE FONCTIONNELLE DE L'ÉQUIPEMENT	B	B
	Entretien	B	C
	Intégrité structurale	B	B
	Fiabilité	B	B
	Qualification de l'équipement	B	B

À Pickering-B, l'aspect mise en œuvre du domaine de sûreté « aptitude fonctionnelle de l'équipement » répondait aux attentes.

OPG a initié un programme d'amélioration de l'équipement intitulé « 85/5 », voulant dire un objectif de 85% pour le facteur de capacité et de 5% pour le taux de pertes forcées. Bien que ces valeurs aient été fixées en tenant compte des intérêts de production, les améliorations apportées pour atteindre ces objectifs ont un effet bénéfique sur le rendement de la centrale en matière de sûreté. Le personnel de la CCSN reconnaît le besoin d'un tel programme d'amélioration et fait le suivi des progrès réalisés pour atteindre les objectifs visés.

1.4.4.1 Entretien

Le personnel de la CCSN a conclu que les politiques, processus et procédures d'OPG en vigueur à Pickering-B procurent direction et encadrement au programme « entretien » de cette centrale. Le programme est appuyé par une organisation d'envergure ayant des objectifs bien définis. Des rapports d'étapes sont préparés de façon continue afin de déterminer si les objectifs visés sont atteints et d'identifier les aspects nécessitant des

améliorations. Le programme « entretien » à Pickering-B répondait aux exigences de la CCSN.

OPG a fourni une mise à jour sur les problèmes de rendement en matière d'entretien. Celle-ci montrait que des progrès avaient été réalisés pour réduire le retard accumulé au chapitre de l'entretien. Les objectifs visés à ce chapitre au cours des deux prochaines années étaient inclus. Néanmoins, le niveau du retard accumulé demeure trop élevé et le personnel de la CCSN continue d'attribuer la cote « C », inférieur aux exigences, à la mise en œuvre de ce programme.

1.4.4.2 Intégrité structurale

OPG a obtenu il y a plusieurs années les certificats d'autorisation lui permettant d'effectuer des travaux sur les enveloppes sous pression et a travaillé depuis à mettre à jour ses procédures pour se conformer à la dernière version de la norme de la CSA N285.0-06 avant de demander une modification du permis d'exploitation.

OPG a effectué à Pickering-B des inspections au cours de l'arrêt planifié de 2006 conformément au programme d'inspections périodiques et à la stratégie relative à la gestion du vieillissement et du cycle de vie en vigueur à cette centrale. La portée et le calendrier des inspections en service à Pickering-B avaient été établis en fonction de la version la plus récente de la stratégie d'OPG relative à la gestion du vieillissement des canaux de combustible et du cycle de vie.

Les programmes sont à jour. Le personnel de la CCSN juge que le fondement de ces plans et la documentation pertinente sont satisfaisants, de même que les travaux d'inspections effectués et l'interprétation de leurs résultats faite par OPG.

1.4.4.3 Fiabilité

En 2006, le programme « fiabilité » élaboré à Pickering-B conformément à l'approche suivie par l'industrie a été soumis à la CCSN. Le personnel de la CCSN juge que cette approche de l'industrie est généralement acceptable bien que des réponses doivent toujours être apportées à quelques questions génériques. Le personnel de la CCSN a planifié un colloque en juin 2007 (et d'autres rencontres au besoin) afin de trouver les solutions aux questions encore à régler. Globalement, le personnel de la CCSN juge que le programme « fiabilité » est acceptable à Pickering.

Se fondant sur des examens des programmes et procédures à Pickering-B couvrant différents aspects de l'exploitation de la centrale et des résultats des inspections effectuées à la centrale, le personnel de la CCSN jugeait que le programme « fiabilité » avait été mis en œuvre à Pickering-B. Certains aspects nécessitant des améliorations ont été décelés et le personnel de la CCSN va poursuivre sa surveillance du programme.

Le personnel de la CCSN a noté une amélioration du rendement des équipements de la centrale en 2006. Il y a eu moins d'événements mettant en cause les systèmes reliés à la sûreté qu'en 2005, et tous les systèmes importants pour la sûreté ont atteint leurs objectifs de disponibilité. Les nombreuses inspections effectuées à Pickering-B n'ont pas révélé de

problèmes majeurs pouvant affecter de façon adverse la fiabilité des systèmes de la centrale. Le personnel de la CCSN va poursuivre sa surveillance de la mise en œuvre par OPG du programme « fiabilité » afin de s'assurer que des améliorations vont continuer à être apportées.

1.4.4.4 Qualification de l'équipement

Une *inspection de type I* du programme de *qualification environnemental* (QE) effectuée par le personnel de la CCSN à Pickering-B en 2005 a permis de conclure que ce programme et sa mise en œuvre atteignaient les buts sous-tendus des critères d'acceptation de la CCSN. L'inspection a permis d'observer que le niveau de compréhension de ce programme par la direction et le personnel de la centrale était satisfaisant. Le nouveau plan d'OPG visant le maintien de la QE a été jugé acceptable. L'inspection a aussi permis d'identifier des aspects nécessitant des améliorations. La CCSN a émis cinq avis d'action et cinq recommandations suite à cette inspection.

En 2006, OPG a répondu aux observations soulevées suite à l'inspection et a fourni un compte rendu de l'état des activités entreprises en réponse aux avis d'action et aux recommandations. On a tenu compte de toutes les observations, sauf la mise en œuvre du sous-programme concernant la surveillance des câbles.

À Pickering-B, un événement relatif aux exigences en matière de QE a été digne de mention en 2006. Conformément au guide de conception en matière de QE à Pickering-B, l'alimentation électrique de catégorie III et les compresseurs du système d'air d'instrumentation ne sont pas protégés contre des conditions ambiantes difficiles. Si le fonctionnement du système d'air d'instrumentation ne peut être assuré lors d'accidents de dimensionnement entraînant des conditions ambiantes difficiles, alors l'ouverture des soupapes de vapeur à partir de la salle de commande est incertaine dans ces circonstances. OPG étudie présentement les différentes alternatives pour résoudre ce problème.

1.4.5 Préparation aux situations d'urgence

Site	DOMAINE DE SÛRETÉ	Cotes	
		Programme	Mise en oeuvre
Pickering-B	PRÉPARATION AUX SITUATIONS D'URGENCE	A	A

Une *inspection de type II* effectuée à Pickering-B en septembre 2006 a permis de conclure que : « pour les aspects couverts par la portée de l'inspection, il a été démontré que la capacité d'intervention en cas d'urgence et de gestion des cas d'urgence d'OPG est adéquate ». Puisque les ressources de l'entreprise dédiées aux interventions en cas d'urgence sont disponibles autant pour Pickering-A que pour Pickering-B, cette conclusion s'applique donc aussi à Pickering-A.

Toutes les exigences réglementaires en matière de préparation aux situations d'urgence et d'intervention continuaient d'être remplies à Pickering-B. Comme dans le rapport précédent sur les centrales nucléaires, aucun risque inacceptable relatif aux mesures d'intervention en situations d'urgence n'a été décelé et le programme « préparation aux situations d'urgence » et sa mise en œuvre à Pickering-B continuaient d'excéder les exigences.

1.4.6 Protection environnementale

Site	DOMAINE DE SÛRETÉ	Cotes	
		Programme	Mise en oeuvre
Pickering-B	PROTECTION ENVIRONNEMENTALE	B	B

En 2006, la mise en œuvre du programme « protection environnementale » à Pickering-B répondait aux attentes de la CCSN. Les rejets aériens et liquides de substances radioactives à l'environnement étaient inférieurs à 1% des *limites opérationnelles dérivées* de Pickering-B. On n'a rapporté aucun cas où un seuil d'intervention en matière d'environnement a été excédé. En 2006, on a rapporté pour le site de Pickering (A et B) une dose à la population de 2,8 $\mu\text{Sv}/\text{an}$.

Il n'y a pas eu à Pickering-B en 2006 de rejets imprévus de substances radioactives ou dangereuses pouvant présenter un risque important pour l'environnement.

Le personnel de la CCSN a effectué en 2006 une *inspection de type I* du système de management environnemental d'OPG nucléaire et aucun problème d'importance n'a été découvert.

1.4.7 Radioprotection

Site	DOMAINE DE SÛRETÉ	Cotes	
		Programme	Mise en oeuvre
Pickering-B	RADIOPROTECTION	B	B

Il n'y a pas eu d'expositions au rayonnement qui ont excédé les limites réglementaires.

Le personnel de la CCSN était satisfait des changements et des mises à jour effectués par OPG en réponse aux inspections des années passées concernant la radioprotection. Cinq actions découlant de l'inspection de 2005 doivent toujours être complétées concernant la supervision, le contrôle du carbone 14, la surveillance des neutrons, la protection respiratoire, et l'analyse de l'emploi et des tâches. OPG s'est engagée à régler ces problèmes.

Lors d'un incident au cours de l'année, une personne a reçu une dose due au tritium supérieure à un seuil d'intervention. Le titulaire de permis a pris toutes les mesures requises et cet incident ne signifie pas qu'il ne gère pas bien son programme « radioprotection ».

En 2006, les exigences relatives à la mise en oeuvre de tous les aspects du programme « radioprotection » ont continué d'être remplies à Pickering-B. Les lacunes décelées ont été jugées mineures et elles ne représentaient pas un risque pour la santé et la sécurité des travailleurs.

1.4.8 Sécurité des sites

L'évaluation du domaine de sûreté « sécurité des sites » à Pickering-A et Pickering-B est documentée dans un *document aux commissaires* séparé (secret) (CMD 07- M19.A).

1.4.9 Garanties

Site	DOMAINE DE SÛRETÉ	Cotes	
		Programme	Mise en oeuvre
Pickering-B	GARANTIES	B	B

En 2006, le programme « *garanties* » à Pickering-B continuait de répondre aux attentes de la CCSN relatives à toutes les exigences en matière de *garanties*.

1.4.10 Mise à jour relative aux autres projets et initiatives d'importance

1.4.10.1 Remise à neuf

La centrale Pickering-B a été exploitée de façon continue depuis 1983. Le remplacement des *tubes de force* des centrales nucléaires CANDU est un aspect de la conception de ces centrales présumé requis à un moment donné au cours de la vie de la centrale,

généralement entre 25 à 30 ans après le début de l'exploitation. La remise à neuf devrait permettre d'exploiter Pickering-B pendant encore 25 à 30 ans, jusqu'à environ 2060.

OPG a informé pour la première fois la CCSN de son intention de procéder à la remise à neuf de la centrale Pickering-B en 2005. Depuis, le conseil d'administration d'OPG a approuvé un projet d'étude de faisabilité de cette remise à neuf. Ceci comprend une évaluation environnementale (EE) et un examen intégré de sûreté (EIS). Les résultats de l'EE et de l'EIS vont contribuer grandement à la décision d'OPG sur la viabilité du projet de remise à neuf des tranches à Pickering-B. Ces résultats pourront aussi être incorporés aux permis d'exploitation de la centrale Pickering-B après la remise à neuf.

1.4.10.1.1 Évaluation environnementale (EE)

En juin 2006, OPG a présenté une description du projet de remise à neuf des tranches à Pickering-B. Le personnel de la CCSN a examiné ce document et conclu qu'il était acceptable et qu'il contenait les informations requises pour décider de l'application de la *Loi canadienne sur l'évaluation environnementale*. Il a été décidé à ce moment-là qu'un examen préalable relatif à une évaluation environnementale (EE) était approprié pour ce projet. Le personnel de la CCSN a donc préparé une ébauche des lignes directrices d'une EE qui a été distribuée pour commentaires de la part du public et des autorités fédérales. L'ébauche des lignes directrices et les commentaires reçus ont fait l'objet du *document aux commissaires 07-H2*. L'ébauche des lignes directrices de l'EE a été présentée pour approbation lors de l'audience de la *Commission* tenue le 24 janvier 2007.

Conformément à l'ébauche des lignes directrices de l'EE, OPG a soumis des propositions sur les points suivants qui, selon ces lignes directrices, doivent être entérinées par la CCSN : les parties de l'écosystème les plus importantes, les critères devant servir à évaluer l'importance des effets sur l'environnement, le programme de participation du public, et les défaillances et accidents limitatifs. Ces documents faisaient toujours l'objet d'examens à la fin de 2006. Le travail relatif à l'EE se poursuit et il est prévu que le rapport de l'évaluation sera soumis le 30 juin 2007.

1.4.10.1.2 Examen intégré de sûreté (EIS)

Après avoir reçu des commentaires de la part du personnel de la CCSN, OPG a soumis un document décrivant l'EIS ainsi qu'un processus d'analyse coûts-avantages de la proposition de remise à neuf de la centrale Pickering-B.

L'analyse du fondement, de la portée et des coûts-avantages de l'EIS se poursuivait en 2006 pendant qu'OPG préparait sa réponse aux commentaires de la CCSN et il est prévu que la version finale des documents sera conforme au guide d'application de la réglementation G-360.

Le personnel de la CCSN a commencé en 2006 à examiner l'évaluation des risques effectuée à Pickering-B (ERP), celle-ci constituant un élément important de l'EIS. Cet examen se poursuit.

1.5 GENTILLY-2

1.5.1 Exploitation

Site	DOMAINE DE SÛRETÉ Programme	Cotes	
		Programme	Mise en oeuvre
Gentilly-2	EXPLOITATION	B	B
	Gestion de l'organisation et de la centrale	B	B
	Conduite des opérations	B	B
	Santé et sécurité au travail (non radiologique)	B	B

Tel que signalé à la *Commission* le 16 août 2006 dans le *document aux commissaires* CMD-06-H15 « Demande de renouvellement du permis d'exploitation de la centrale nucléaire Gentilly-2 », le personnel de la CCSN a conclu que le domaine de sûreté « exploitation » répondait aux attentes. Il n'y a pas eu d'autres évaluations des programmes de ce domaine de sûreté depuis cette date.

Les inspecteurs de la CCSN ont conclu qu'en 2006, les programmes « conduite des opérations », « gestion de l'organisation et de la centrale » et « santé et sécurité au travail (non radiologique) » étaient acceptables à Gentilly-2, tant du point de vue programme que mise en œuvre. Bien que le rendement répondait aux attentes pour la plupart des sujets examinés, des faiblesses ont été observées au chapitre du respect des procédures, particulièrement en ce qui a trait à la tenue des lieux dans les aires sismiques. Concernant les exigences sismiques, des inspections ont révélé un retard accumulé au chapitre des modifications devant être effectuées pour que le système d'alimentation électrique d'urgence soit qualifié sismique.

Finalement, il existe toujours une inquiétude quant aux mesures prises par Hydro-Québec afin de prévenir une répétition des difficultés rencontrées au cours des travaux de nettoyage des *générateurs de vapeur* en 2005.

1.5.1.1 Gestion de l'organisation et de la centrale

Le personnel de la CCSN a conclu que les programmes relatifs aux aspects suivants répondaient aux attentes en 2006 : intégration globale des programmes, *défaillances graves de systèmes fonctionnels* et transitoires, état de la centrale et de l'équipement, et l'information du public. Le personnel de la CCSN examine présentement les garanties financières d'Hydro-Québec.

Au cours de l'année 2006, le rendement d'Hydro-Québec au chapitre de la gestion de l'organisation et de la centrale était acceptable. Bien que les inspections, les incidents et la surveillance effectuée au site aient révélé plusieurs points nécessitant un suivi, aucune tendance particulière n'est ressortie. Tenant compte du retard accumulé au chapitre des modifications observé lors d'une inspection du système, des mesures immédiates et décisives sont requises de la part d'Hydro-Québec pour que plusieurs pièces d'équipement du système d'alimentation électrique d'urgence soient qualifiées sismique.

Le personnel de la CCSN n'a pas encore évalué formellement la mise en œuvre du programme d'information du public.

1.5.1.2 Conduite des opérations

Le personnel de la CCSN a conclu que le programme « conduite des opérations » répondait aux attentes en 2006.

Globalement, les inspecteurs de la CCSN ont conclu que le rendement d'Hydro-Québec au chapitre de la mise en œuvre du programme « conduite des opérations » de la centrale était acceptable. À la lumière des dossiers et documents examinés, les inspecteurs ont jugé qu'Hydro-Québec répondait aux attentes relatives aux communications, au contrôle des modifications et à la gestion des arrêts. Néanmoins, les inspecteurs ont observé des faiblesses au niveau du respect des procédures, particulièrement en ce qui a trait aux pratiques relatives à la tenue des lieux dans les endroits désignés aires sismiques.

1.5.1.3 Santé et sécurité au travail (non radiologique)

Le personnel de la CCSN a conclu que le programme « santé et sécurité au travail » et sa mise en œuvre répondaient aux attentes en 2006.

Une amélioration générale du rendement a été observée par rapport à celui de 2005, bien qu'une inquiétude persiste quant aux mesures prises par Hydro-Québec pour prévenir une répétition des difficultés rencontrées au cours des travaux de nettoyage des *générateurs de vapeur* cette année-là.

1.5.2 Assurance du rendement

Site	DOMAINE DE SÛRETÉ Programme	Cotes	
		Programme	Mise en oeuvre
Gentilly-2	ASSURANCE DU RENDEMENT	B	B
	Gestion de la qualité	B	B
	Facteurs humains	B	B
	Formation, examen et accréditation	B	B

Tel que signalé à la *Commission* le 16 août 2006 dans le CMD-06-H15 « Demande de renouvellement du permis d'exploitation de la centrale nucléaire Gentilly-2 », le personnel de la CCSN a conclu que le domaine de sûreté « assurance du rendement » répondait aux attentes. Des améliorations importantes ont été apportées à la mise en œuvre de l'*approche systématique à la formation (ASF)* à Gentilly-2 en 2006. Cependant, des faiblesses de la mise en œuvre des programmes « gestion de la qualité » et « facteurs humains » ont été décelées et le titulaire de permis devra les éliminer.

1.5.2.1 Gestion de la qualité

Hydro-Québec tient à jour un programme d'assurance de la qualité qui fait le lien entre ses différents processus. Au cours de ses inspections et activités de suivi en 2006, le personnel de la CCSN a découvert quelques lacunes mais aucun écart d'importance n'a été observé. Tous les détails de ces lacunes ont été discutés avec Hydro-Québec et elles sont en voie d'être corrigées afin de se conformer aux normes connexes. Globalement, la documentation relative à ce programme répondait aux exigences des normes pertinentes.

Une *inspection de type I* effectuée en 2006 a révélé que l'évaluation du rendement des fournisseurs de services et le document décrivant ce processus d'évaluation n'avaient pas été complétés. Des lacunes ont aussi été décelées dans le processus documenté de la gestion de l'environnement, et des *inspections de type II* ont révélé des incohérences dans l'information se trouvant dans les documents techniques utilisés en chantier.

Le CMD 06-H15 sur le renouvellement du permis d'exploitation de Gentilly-2 soulignait que la mise en œuvre du programme « assurance de la qualité » répondait aux exigences. Ce jugement demeure le même pour le présent rapport. Cependant, des inspections et des activités de suivi effectuées récemment ont permis de déceler des lacunes relatives à la mise en œuvre du programme en matière d'environnement, à la mise à jour des documents relatifs à la qualité, et à la correction de mesures d'application du programme des mesures correctives et du processus d'auto-évaluation.

1.5.2.2 Facteurs humains

Au cours de la période que couvre cette évaluation, le personnel de la CCSN a prêté une attention particulière à la prise de décisions prudente, l'utilisation et le respect des procédures ainsi qu'à la revue des événements.

Il avait été observé que la prise de décisions prudente constituait un problème à Gentilly-2. Le titulaire de permis a entrepris une série d'activités afin de remédier à la situation et le personnel de la CCSN a fait un suivi par l'entremise d'entrevues auprès du personnel de la centrale afin de déterminer les progrès réalisés jusqu'à maintenant. Les commentaires obtenus indiquaient que les attentes de la direction concernant le respect strict des pratiques documentées n'avaient pas été communiquées clairement à tous les gestionnaires et que l'encadrement n'était pas très répandu, bien que des efforts étaient en cours afin de le mettre en œuvre. D'autre part, il a été déterminé que des progrès ont été et continuent d'être réalisés relativement à la mise en œuvre d'un plan visant à améliorer la prise de décisions prudente par le personnel de la salle de commande. Un exemple de ce progrès est la décision d'installer un comptoir à l'extérieur de la salle de commande afin de continuer à répondre aux besoins du reste du personnel de la centrale tout en restreignant l'accès à la salle de commande pour le personnel non essentiel. Un autre exemple de progrès est le travail effectué afin de clarifier dans l'ébauche d'une procédure (NAC-47) les attentes et les valeurs fondamentales.

Une *inspection de type II* portant sur le respect des procédures a été effectuée à Gentilly 2 en 2006. L'inspection a fait ressortir des aspects positifs quant à la tenue des lieux et l'exclusion des matières étrangères. Cependant, des observations ont révélé que les

attentes relatives au respect des procédures n'étaient pas suffisamment claires et mises en œuvre. De plus, l'évaluation faite de la revue des événements a révélé que les efforts d'identification des causes humaines fondamentales des événements devant être rapportés n'étaient pas suffisants.

Il est mentionné dans le CMD 06-H15 sur le renouvellement du permis d'exploitation de Gentilly-2 que, globalement, le programme « facteurs humains » répondait aux exigences, tant de l'aspect programme que mise en œuvre. La cote « B » est maintenue pour le rapport sur le rendement des centrales nucléaires de 2006, mais des points faibles décelés dénotent des lacunes de la mise en œuvre.

1.5.2.3 Formation, examen et accréditation

Le personnel de la CCSN évalue de façon régulière le rendement et les programmes en vigueur pour s'assurer de la compétence continue du personnel accrédité. Une exigence stipule que chaque personne accréditée doit occuper le poste pour lequel elle est accréditée un nombre minimal de quarts par trimestre. À Gentilly-2, ceci est précisé dans la NAC-24, l'exigence étant de trois quarts par trimestre. Au cours de 2006, le personnel de la CCSN a découvert qu'un certain nombre de personnes accréditées ne satisfaisaient pas à cette exigence, dont une personne qui n'avait travaillé qu'un quart au cours des trois premiers mois de l'année. Le titulaire de permis s'est engagé à ce qu'à partir de novembre 2006, tout le personnel travaille le minimum de trois quarts par trimestre. Le personnel de la CCSN surveille la situation et il semble que le personnel accrédité travaille maintenant le nombre minimal de quarts requis.

La cote « C » attribuée à la mise en œuvre de la formation lors de la préparation du rapport de 2005 sur les centrales nucléaires (et du CMD de 2006 sur le renouvellement du permis) était attribuable à un manque de programmes reflétant l'*approche systématique à la formation* (ASF). Gentilly-2 a poursuivi ses efforts pour mettre en œuvre son plan d'action approuvé visant à développer et incorporer les principes de l'ASF aux programmes de formation menant à l'accréditation. De bons progrès ont été réalisés à ce chapitre en 2006. Le personnel de la CCSN a continué de surveiller les progrès réalisés par rapport au plan. L'élaboration et la mise en œuvre de programmes de formation pour le personnel accrédité reflétant l'ASF constituent un élément important des préparatifs en cours à Gentilly-2 en vue du transfert des examens d'accréditation au titulaire de permis. En 2006, cette cote a été élevée à « B » pour tenir compte de l'amélioration des progrès réalisés à exécuter le plan d'action approuvé visant la mise en œuvre de l'ASF pour le personnel accrédité.

Aucun programme de formation pour le personnel accrédité n'a été évalué à Gentilly-2 en 2006. Un examen écrit d'accréditation a eu lieu à la fin de l'année et les résultats ne sont pas encore disponibles.

1.5.3 Conception et analyse

Site	DOMAINE DE SÛRETÉ Programme	Cotes	
		Programme	Mise en oeuvre
Gentilly-2	CONCEPTION ET ANALYSE	B	B
	Analyse de sûreté	B	B
	Questions de sûreté	B	B
	Conception	B	B

Le domaine de sûreté « conception et analyse » à Gentilly-2 répondait aux attentes du personnel de la CCSN, tant de l'aspect programme que mise en œuvre. Les programmes de ce domaine de sûreté ont contribué de façon adéquate à l'exploitation sûre de la centrale en 2006 et, en général, à l'obtention des résultats que vise la CCSN. Les examens effectués par le personnel de la CCSN, incluant un examen du travail accompli pour compléter une étude probabiliste de sûreté spécifique à la centrale, ont permis de conclure que le titulaire de permis a continué d'effectuer des analyses de sûreté acceptables et d'apporter des réponses adéquates aux nouvelles questions de conception et de sûreté.

1.5.3.1 Analyse de sûreté

Les examens effectués par le personnel de la CCSN ont confirmé qu'Hydro-Québec a effectué des analyses de sûreté acceptables en 2006.

On a évalué le rendement d'Hydro-Québec au chapitre de la surveillance et de l'évaluation des nouvelles informations obtenues en 2006 afin de s'assurer de la validité de l'analyse de sûreté jointe au *rapport de sûreté* de Gentilly-2. Les points importants contribuant à une cote acceptable pour le programme « analyse de sûreté » incluent :

- la surveillance de la méthode « analyse des prévisions les plus probables et incertitudes » (BEAU),
- la surveillance du point de consigne de la protection contre les surpuissances régionales, qui varie avec l'âge de la centrale,
- les fonds octroyés aux programmes de recherche et de développement présentement en cours dans le domaine de la sûreté nucléaire sous le patronage du Groupe des propriétaires de réacteurs CANDU et à l'évaluation des conséquences potentielles des découvertes provenant de la recherche,
- la mise à jour du *rapport de sûreté* tous les trois ans (une condition du permis d'exploitation),
- la surveillance du vieillissement de la centrale et l'évaluation de ses conséquences sur l'analyse de sûreté, et
- la surveillance des transitoires d'exploitation à Gentilly-2 et l'évaluation de leurs conséquences potentielles sur la sûreté.

En avril 2005, la CCSN a émis la norme d'application de la réglementation S-294 « Études probabilistes de sûreté (ÉPS) pour les centrales nucléaires ». Cette norme d'application de la réglementation exige qu'une étude probabiliste de sûreté spécifique à la centrale soit effectuée et établit des exigences de haut niveau concernant de telles études. Les exigences de la norme S-294 constituent maintenant une condition du permis d'exploitation de Gentilly-2. Le personnel de la CCSN examine présentement le plan d'Hydro-Québec pour effectuer une ÉPS.

1.5.3.2 Questions de sûreté

Le personnel de la CCSN a évalué le progrès réalisé par les entreprises du secteur des centrales nucléaires CANDU et les compagnies d'électricité propriétaires de telles centrales pour régler les dossiers génériques (DG). À cette fin, Hydro-Québec a poursuivi ses activités, incluant sa participation aux efforts du secteur nucléaire. Le progrès global réalisé a été jugé satisfaisant. Pour plus d'information sur des questions spécifiques de sûreté, se référer à l'annexe E qui couvre les faits saillants de 2006 pertinents à chacun des DG.

1.5.3.3 Conception

Suite aux examens et évaluations qu'il a effectués, le personnel de la CCSN a conclu que le programme de protection contre l'incendie de Gentilly-2 est incomplet. En raison des questions de non-conformité, une demande a été formulée à l'endroit du titulaire de permis pour qu'il soumette un plan de mesures correctives, incluant des dates d'échéance, afin d'éliminer les lacunes du programme et de tenir compte des *points à régler* connexes. Les examens et évaluations des rapports des faits saillants et d'éléments individuels de ces rapports ont aussi révélé quelques faiblesses de la mise en œuvre du programme. Cependant, il a été jugé que ces faiblesses ne constituaient pas un risque inacceptable aux personnes et à l'environnement - dû, par exemple, à des feux possibles aux installations.

Sauf pour les lacunes de la protection contre l'incendie, qui n'est seulement qu'un élément du programme « conception », le personnel de la CCSN juge que l'ensemble du programme et sa mise en œuvre à Gentilly-2 répondaient aux attentes.

1.5.4 Aptitude fonctionnelle de l'équipement

Site	DOMAINE DE SÛRETÉ Programme	Cotes	
		Programme	Mise en oeuvre
Gentilly-2	APTITUDE FONCTIONNELLE DE L'ÉQUIPEMENT	B	B
	Entretien	B	B
	Intégrité structurale	B	B
	Fiabilité	B	B
	Qualification de l'équipement	B	B

Le domaine de sûreté « aptitude fonctionnelle de l'équipement » à Gentilly-2 répondait aux attentes du personnel de la CCSN, tant de l'aspect programme que mise en oeuvre. Les programmes de ce domaine de sûreté ont contribué à l'exploitation sûre de la centrale en 2006 et à l'obtention des résultats que vise la CCSN.

1.5.4.1 Entretien

Gentilly-2 a élaboré des politiques, processus et procédures qui procurent direction et encadrement à son programme « entretien ». Le programme est appuyé par une organisation d'envergure ayant des objectifs bien définis. Des rapports d'étapes continus et des vérifications internes sont présentement en cours afin de déterminer si les objectifs visés sont atteints et d'identifier les aspects nécessitant des améliorations.

Des inspections ont révélé qu'il est difficile de terminer les travaux à temps à Gentilly-2. Il existe un potentiel de risques accrus si ce défi n'est pas relevé adéquatement.

Globalement, le personnel de la CCSN juge que le programme « entretien » à Gentilly-2 et sa mise en oeuvre répondent aux exigences.

1.5.4.2 Intégrité structurale

Le plan d'Hydro-Québec relatif à la gestion du vieillissement des canaux de combustible et du cycle de vie présente un sommaire des connaissances actuelles des mécanismes de dégradation des *tubes de force* à Gentilly-2, celles-ci découlant des programmes de recherche et de développement ainsi que de l'analyse de données recueillies lors d'inspections antérieures à Gentilly-2 et à d'autres centrales CANDU. Ainsi, le but de ce plan est d'identifier les problèmes d'aptitude fonctionnelle actuels et potentiels ayant une incidence sur les *tubes de force* à Gentilly-2.

Le personnel de la CCSN juge qu'Hydro-Québec a mis en oeuvre un processus de gestion et un fondement technique solide pour l'évaluation de l'aptitude fonctionnelle des *tubes de force*. Hydro-Québec a démontré que jusqu'à maintenant, les *générateurs de vapeurs* n'ont subi qu'une dégradation mineure et qu'ils n'ont pas été touchés par des mécanismes de dégradation observés à d'autres centrales CANDU. Cependant, le programme de gestion du cycle de vie des *générateurs de vapeur* n'est pas documenté adéquatement. Le personnel de la CCSN a observé certains progrès initiaux en ce qui concerne l'information qu'Hydro-Québec inclut dans ses présentations relatives à la gestion du cycle de vie des *générateurs de vapeur*.

Le personnel de la CCSN a conclu que la gestion de l'intégrité structurale des systèmes et équipements effectuée par Hydro-Québec répondait aux attentes de la CCSN.

1.5.4.3 Fiabilité

Tel que requis par la norme S-98, Hydro-Québec a soumis à la CCSN en 2006 un programme « fiabilité » pour Gentilly-2. Ce programme est conforme à l'approche suivie par l'industrie. Hydro-Québec a poursuivi ses efforts visant à se conformer aux exigences de la norme S-98 dont l'élaboration de modèles de fiabilité pour tous les systèmes

importants pour la sûreté. Le personnel de la CCSN poursuit présentement des discussions avec l'industrie concernant des questions génériques relatives au programme « fiabilité » afin de s'assurer que tous les titulaires de permis répondent aux exigences de la CCSN énoncées dans la norme S-98.

Une *inspection de type I* du processus de collecte et d'analyse des données sur la fiabilité a été effectuée à Gentilly-2 en 2006 et a révélé un besoin d'amélioration en ce qui concerne la préparation de documents décrivant les processus et l'élaboration d'outils.

Globalement, le programme « fiabilité » d'Hydro-Québec est bien planifié et tenu à jour. Bien que le personnel de la CCSN fasse présentement un suivi de quelques cas d'indisponibilité de certains systèmes de sûreté, il est jugé que le rendement des systèmes importants pour la sûreté a répondu aux exigences réglementaires en 2006

1.5.4.4 Qualification de l'équipement

En 2004, Hydro-Québec a identifié un nombre de mesures correctives devant être prises afin de démontrer que Gentilly-2 se conforme à la condition de son permis d'exploitation portant sur la *qualification environnementale* (QE) et aux critères d'acceptation connexes. Tout au long de l'année 2005, Hydro-Québec a soumis un nombre de rapports techniques relatifs à ces mesures. Le personnel de la CCSN a étudié la plupart de ces rapports et conclu qu'Hydro-Québec a fait des progrès appréciables pour résoudre les problèmes en suspens. Cependant, pour s'assurer que les mesures correctives requises sont complétées, Hydro-Québec devra produire encore plusieurs documents et effectuer des modifications en chantier.

Du 26 novembre au 1^{er} décembre 2006, le personnel de la CCSN a effectué une *inspection de type I* du programme de QE de Gentilly-2. Le personnel de la CCSN prépare présentement le rapport de cette inspection. À la lumière de cette inspection, il est jugé que le programme de QE et sa mise en œuvre atteignent les buts sous-tendus des critères d'acceptation de la CCSN.

1.5.5 Préparation aux situations d'urgence

Site	DOMAINE DE SÛRETÉ	Cotes	
		Programme	Mise en oeuvre
Gentilly-2	PRÉPARATION AUX SITUATIONS D'URGENCE	A	B

Au cours d'une *inspection de type II* du programme « préparation aux situations d'urgence », Hydro-Québec a démontré sa capacité à gérer efficacement son programme des mesures d'urgence et à répondre aux attentes de la CCSN relative à la préparation aux situations d'urgence.

De nouvelles initiatives de la part d'Hydro-Québec étaient aussi prévues aux cours des prochaines années afin d'améliorer davantage sa capacité d'intervention, dont

l'augmentation du nombre de balises télémétriques (équipement de surveillance) hors site.

Gentilly-2 continue de répondre à toutes les exigences et attentes de la CCSN concernant les programmes de préparation aux situations d'urgence et d'intervention. Comme dans les rapports précédents sur les centrales nucléaires, aucun risque inacceptable relatif aux mesures d'intervention en situations d'urgence n'a été décelé et aucune détérioration du rendement de ce programme n'a été notée l'année dernière.

Par conséquent, aucun changement à la cote accordée à Gentilly-2 n'est justifié et le programme a conservé la cote « A ». La cote « B » est attribuée pour la mise en œuvre en 2006.

1.5.6 Protection environnementale

Site	DOMAINE DE SÛRETÉ	Cotes	
		Programme	Mise en oeuvre
Gentilly-2	PROTECTION ENVIRONNEMENTALE	B	B

Le programme « protection environnementale » de Gentilly-2 et sa mise en œuvre répondaient aux attentes de la CCSN. Les rejets aériens et liquides de substances radioactives à l'environnement étaient inférieurs à 1% des *limites opérationnelles dérivées* de Gentilly-2 et on n'a rapporté aucun cas où un seuil d'intervention en matière d'environnement a été excédé. En 2006, à Gentilly-2, on a rapporté une dose à la population de 5,69 $\mu\text{Sv}/\text{an}$.

Il n'y a pas eu à Gentilly-2 en 2006 de rejets imprévus de substances radioactives ou dangereuses pouvant présenter un risque important pour l'environnement.

1.5.7 Radioprotection

Site	DOMAINE DE SÛRETÉ	Cotes	
		Programme	Mise en oeuvre
Gentilly-2	RADIOPROTECTION	B	B

Il n'y a pas eu d'expositions au rayonnement qui ont excédé les limites réglementaires.

Depuis 2004, Hydro-Québec a pris plusieurs initiatives afin de régler des problèmes du programme « radioprotection » qui persistent. En 2006, le personnel de la CCSN a continué d'effectuer un suivi à Gentilly accordant une attention particulière aux *points à régler* découlant de l'*inspection de type I* effectuée en 2004 et des *inspections de type II* qui y ont fait suite.

En se fondant sur des examens de documents, des observations, et des échanges d'information avec le personnel d'Hydro-Québec, il est jugé que la mise en œuvre de la radioprotection a continué de répondre aux attentes de la CCSN en 2006.

1.5.8 Sécurité des sites

L'évaluation du domaine de sûreté « sécurité des sites » à Gentilly-2 est documentée dans un *document aux commissaires* séparé (secret) (CMD 07-M19.A).

1.5.9 Garanties

Site	DOMAINE DE SÛRETÉ	Cotes	
		Programme	Mise en oeuvre
Gentilly-2	GARANTIES	B	B

En 2006, le programme « *garanties* » à Gentilly-2 continuait de répondre aux attentes de la CCSN relatives à toutes les exigences en matière de *garanties*.

1.5.10 Mise à jour relative aux autres projets et initiatives d'importance

1.5.10.1 Installations de gestion des déchets à Gentilly-2 - Espace de réserve à l'aire de stockage des déchets radioactifs (ASDR)

Hydro-Québec a informé le personnel de la CCSN qu'elle envisage commencer à utiliser une partie de l'espace de réserve à l'aire de stockage des déchets radioactifs (ASDR) à compter de la fin de 2006. Cette aire reçoit présentement tous les déchets de faible et moyenne activité provenant de la centrale nucléaire Gentilly-2 et, antérieurement, un espace pouvant entreposer les grappes de combustible usé provenant d'au moins un an d'exploitation à pleine puissance était gardé en réserve.

À la fin de 2006, on évaluait que le volume disponible à l'ASDR était inférieur à 100 mètres cubes. Hydro-Québec croit qu'il y reste suffisamment d'espace disponible pour répondre aux besoins opérationnels au moins jusqu'à la fin de 2007.

Afin de combler les besoins de stockage des déchets provenant de l'exploitation de la centrale Gentilly-2 après 2007, Hydro-Québec a demandé une modification à son permis d'exploitation des installations de stockage pour permettre la construction d'une nouvelle installation de stockage de déchets radioactifs solides.

Le personnel de la CCSN continue de suivre cette situation de près afin de s'assurer d'une gestion et d'un stockage sûrs de tous les déchets provenant de la centrale nucléaire Gentilly-2.

1.6 POINT LEPREAU

1.6.1 Exploitation

Site	DOMAINE DE SÛRETÉ Programme	Cotes	
		Programme	Mise en oeuvre
Point Lepreau	EXPLOITATION	B	B
	Gestion de l'organisation et de la centrale	B	B
	Conduite des opérations	B	B
	Santé et sécurité au travail (non radiologique)	B	B

Le domaine de sûreté « exploitation » à Point Lepreau répondait aux attentes du personnel de la *Commission* canadienne de sûreté nucléaire (CCSN), tant de l'aspect programme que mise en œuvre, et il a contribué de façon adéquate à l'obtention des résultats que vise la CCSN. La centrale Point Lepreau a été exploitée de manière sûre en 2006.

1.6.1.1 Gestion de l'organisation et de la centrale

Il n'y a pas eu de *défaillances graves de système fonctionnel* à Point Lepreau en 2006. Au cours l'année, un déclenchement intempestif du système d'arrêt d'urgence devant être rapporté a eu lieu (voir le tableau 1).

Les garanties financières fournies par Énergie nucléaire Nouveau-Brunswick (ÉNNB) ont été jugées satisfaisantes. Les divers programmes élaborés par ÉNNB pour gérer ses activités étaient intégrés adéquatement.

1.6.1.2 Conduite de opérations

En 2006, le personnel de la CCSN a effectué 17 inspections en chantier et 12 en salle de commande. Aucun problème majeur n'a été soulevé et les problèmes mineurs ont été rapportés au chef de quart en service afin qu'il les règle.

Un rapport d'inspection de la CCSN portant sur l'arrêt effectué en 2006 concluait que le processus de planification nécessitait des améliorations. Les pratiques en matière d'exclusion des matières étrangères devaient aussi être améliorées afin de protéger les crépines du système de refroidissement d'urgence du cœur.

L'état de la centrale et l'état de l'équipement demeuraient acceptables. Plusieurs événements ont été occasionnés par des défaillances des génératrices de secours. ÉNNB planifie ajouter une troisième génératrice de secours lors de l'arrêt pour la remise à neuf en 2008-2009.

1.6.1.3 Santé et sécurité au travail (non radiologique)

La valeur du taux de gravité des accidents à Point Lepreau (0,0 en 2006) se comparait favorablement à celle pour l'ensemble de l'industrie (voir les tableaux 9, 10 et 11). Ceci

marquait un retour aux taux faibles observés historiquement à Point Lepreau. Globalement, le programme « santé et sécurité au travail (non radiologique) » et sa mise en oeuvre répondaient aux attentes de rendement de la CCSN.

Les valeurs des indices de rendement en matière de santé et sécurité soumises par la centrale sont acceptables.

1.6.2 Assurance du rendement

Site	DOMAINE DE SÛRETÉ Programme	Cotes	
		Programme	Mise en oeuvre
Point Lepreau	ASSURANCE DU RENDEMENT	B	B
	Gestion de la qualité	B	B
	Facteurs humains	C	C
	Formation, examen et accréditation	B	B

Le domaine de sûreté « assurance du rendement » à Point Lepreau répondait aux attentes du personnel de la CCSN, tant de l'aspect programme que mise en oeuvre, et a contribué de façon adéquate en 2006 à l'obtention des résultats que vise la CCSN.

1.6.2.1 Gestion de la qualité

Une *inspection de type I* du processus d'évaluation du rendement des fournisseurs de services effectuée en 2006 a révélé que, globalement, le processus suivi à la centrale nucléaire de Point Lepreau est efficace pour évaluer le rendement des fournisseurs. L'inspection a aussi révélé certaines lacunes du processus d'évaluation du rendement des fournisseurs : il n'était pas complètement documenté et contrôlé, le traitement des données provenant de l'évaluation du rendement des fournisseurs n'était pas effectué uniformément, et ÉNNB recevait des services d'organismes externes sans contrôler leurs processus en fonction de son système de gestion de la qualité ou en omettant de les inclure à la liste des fournisseurs approuvés. Cependant, le suivi effectué et les mesures prises par le titulaire de permis pour corriger les lacunes identifiées étaient adéquats pour chacune d'elles.

Présentement à la centrale nucléaire Point Lepreau, les vérifications internes de conformité aux exigences de la norme N286 de la CSA sont effectuées aux trois ans, certains éléments des programmes étant revus à chaque année. De plus, ÉNNB assigne une cote à ses différents processus et à ces éléments afin de cibler ceux ayant le plus d'importance pour la sûreté lors des vérifications internes. Une fois élaboré, cette approche sera examinée par le personnel de la CCSN afin d'en arriver à un accord avant sa mise en oeuvre.

Les conclusions générales des inspections étaient que le programme « gestion de la qualité » était bien documenté et mis en oeuvre conformément aux documents pertinents, et que le rendement global des processus était satisfaisant. Le programme « assurance de la qualité » d'ÉNNB et sa mise en oeuvre répondaient aux attentes du personnel de la CCSN en 2006.

1.6.2.2 Facteurs humains

On a continué en 2006 à apporter des changements au programme « facteurs humains » d'ÉNNB. Un point fort particulier du programme est la variété des rapports incluant des indices relatifs au rendement humain. Bien que le personnel de la CCSN reconnaisse les progrès réalisés par ÉNNB en 2006, certaines inquiétudes ont aussi été soulevées. Celles ayant trait à la dotation dans son ensemble et aux heures de travail justifient la cote « C ».

Comme pour le reste de l'industrie nucléaire, la main d'œuvre d'ÉNNB vieillit et plusieurs employés prévoient prendre leur retraite au cours des prochaines années. Au cours d'une inspection en 2004, le personnel de la CCSN a mentionné ses inquiétudes sur le besoin de justifier et documenter les habiletés minimales d'ingénierie et techniques requises pour exploiter la centrale de façon sûre. Cette information est requise pour servir de base à la planification de la relève. ÉNNB a fait des progrès à ce chapitre en 2006 mais des efforts additionnels sont requis.

Aux centrales nucléaires, le nombre d'heures de travail des employés est limité afin de diminuer le risque de déficiences de rendement dues à la fatigue. Au cours d'une inspection, le personnel de la CCSN a décelé des lacunes du processus d'ÉNNB relatif à la surveillance de la conformité aux limites d'heures de travail. En se fondant sur la réponse initiale d'ÉNNB, le personnel de la CCSN s'attend à ce que des améliorations soient apportées en 2007 au système de surveillance de la conformité en matière d'heures travaillées.

1.6.2.3 Formation, examen et accréditation

ÉNNB a présenté un plan pour la formation continue du personnel et celle portant sur le démarrage de la centrale. Le personnel de la CCSN l'a examiné et trouvé acceptable.

Aucune évaluation du programme de tests de requalification ou de programmes de formation n'a été effectuée à Point Lepreau en 2006. Une demande a été reçue pour fermer le dossier au sujet d'une évaluation antérieure du programme de formation initiale sur simulateur des opérateurs de salle de commande. Le personnel de la CCSN examine présentement les documents pertinents afin de déterminer si cette demande de fermeture est justifiée.

Le taux de réussite global aux examens d'accréditation était adéquat à Point Lepreau au cours de l'année. Le personnel de la CCSN a conclu que ce programme et sa mise en œuvre répondaient aux attentes de la CCSN. Le personnel de la CCSN va continuer à faire le suivi du nombre de personnes accréditées à la centrale.

1.6.3 Conception et analyse

Site	DOMAINE DE SÛRETÉ Programme	Cotes	
		Programme	Mise en oeuvre
Point Lepreau	CONCEPTION ET ANALYSE	B	B
	Analyse de sûreté	B	B
	Questions de sûreté	B	B
	Conception	B	B

Le domaine de sûreté « conception et analyse » à Point Lepreau répondait aux attentes du personnel de la CCSN. Les programmes de ce domaine de sûreté ont contribué de façon adéquate à l'exploitation sûre de la centrale en 2006 et, en général, à l'obtention des résultats que vise la CCSN. Les examens effectués par le personnel de la CCSN, incluant un examen du travail effectué pour compléter une étude probabiliste des risques, ont permis de conclure que les analyses de sûreté effectuées par le titulaire de permis et les réponses qu'il fournit aux nouvelles questions de conception et de sûreté continuent d'être acceptables.

1.6.3.1 Analyse de sûreté

Les examens effectués par le personnel de la CCSN ont confirmé qu'en 2006, ÉNNB a effectué des analyses de sûreté acceptables.

Le personnel de la CCSN a évalué en 2006 le rendement d'ÉNNB en ce qui a trait à s'assurer de la validité de l'analyse de sûreté à bien documenter toute nouvelle information. Les points importants contribuant à la cote acceptable attribuée au programme « analyse de sûreté » incluent les réalisations suivantes:

- la surveillance de la méthode « *analyse des prévisions les plus probables et incertitudes* » (BEAU),
- la surveillance du seuil de déclenchement de la protection contre les surpuissances régionales, qui varie avec l'âge de la centrale,
- la surveillance de la capacité du système de confinement à remplir les exigences d'un *système spécial de sûreté*,
- la vérification du bien-fondé des résultats en matière de sûreté servant à confirmer l'acceptabilité des activités de remise à neuf et des améliorations à la sûreté prévues,
- la mise à jour du *rapport de sûreté* tous les trois ans (une condition du permis d'exploitation),
- les fonds octroyés aux programmes de recherche et de développement présentement en cours dans le domaine de la sûreté nucléaire sous le patronage de COG et l'évaluation des conséquences potentielles des découvertes de la recherche,
- la surveillance du vieillissement de la centrale et l'évaluation de ses conséquences sur l'analyse de sûreté,

- la surveillance des transitoires d’exploitation à Point Lepreau et l’évaluation de leurs conséquences potentielles sur la sûreté, et
- la réalisation d’une étude probabiliste de la sûreté tel que prévu pour le projet de remise à neuf.

1.6.3.2 Questions de sûreté

Le personnel de la CCSN a évalué le progrès réalisé par les entreprises du secteur des centrales nucléaires CANDU et les compagnies d’électricité propriétaires de telles centrales pour régler les problèmes relatifs aux dossiers génériques (DG). À cette fin, ÉNNB a poursuivi ses activités, incluant sa participation aux efforts du secteur nucléaire, et le progrès global réalisé a été jugé satisfaisant. Pour plus d’information sur des questions spécifiques de sûreté, se référer à l’annexe F qui couvre les faits saillants de 2006 pertinents à chacun des DG.

1.6.3.3 Conception

En 2006, le personnel de la CCSN a jugé que, mises à part les lacunes de la protection contre l’incendie, qui constitue seulement une partie du programme « conception », ce programme dans son ensemble et sa mise en œuvre à Point Lepreau répondaient aux attentes de la CCSN.

En se fondant sur les évaluations effectuées par le personnel de la CCSN en 2006, le programme « protection contre l’incendie » et sa mise en œuvre à Point Lepreau ont été jugés inférieurs aux exigences. Cependant, le personnel de la CCSN reconnaît avoir observé une tendance à l’amélioration qui se manifeste par les engagements pris et les progrès réalisés afin d’éliminer des problèmes relatifs à la protection contre l’incendie.

Bien qu’il reste passablement de travail à faire, les mises à jour de la stratégie de conformité confirment que des améliorations sont apportées au système de protection contre l’incendie à la centrale.

En 2006, Énergie nucléaire NB a fourni au personnel de la CCSN une mise à jour sur les progrès réalisés pour mettre en œuvre les mesures correctives identifiées lors d’une inspection antérieure des systèmes de distribution électrique. De façon générale, le personnel de la CCSN était satisfait des progrès réalisés à Point Lepreau.

1.6.4 Aptitude fonctionnelle de l’équipement

Site	DOMAINE DE SÛRETÉ Programme	Cotes	
		Programme	Mise en oeuvre
Point Lepreau	APTITUDE FONCTIONNELLE DE L’ÉQUIPEMENT	B	B
	Entretien	B	B
	Intégrité structurale	B	B
	Fiabilité	B	B
	Qualification de l’équipement	B	B

Le domaine de sûreté « aptitude fonctionnelle de l'équipement » à Point Lepreau répondait aux attentes du personnel de la CCSN, tant de l'aspect programme que mise en œuvre, et a contribué de façon adéquate en 2006 à l'obtention des résultats que vise la CCSN.

1.6.4.1 Entretien

ÉNNB a élaboré des politiques, processus et procédures qui procurent direction et appui à son programme « entretien ». Le programme est appuyé par une organisation d'envergure et des objectifs bien établis. Des vérifications internes sont effectuées et des rapports d'étapes sont préparés de façon continue afin de déterminer si les objectifs visés sont atteints et d'identifier les aspects nécessitant des améliorations.

L'entretien des génératrices de secours présente certaines difficultés qui constituent un défi pour ÉNNB. Cependant, un plan d'action prévoit l'installation d'une troisième génératrice de secours lors de l'arrêt pour effectuer la remise à neuf. Le personnel de la CCSN va continuer à faire le suivi sur cette question.

Globalement, le personnel de la CCSN juge que le programme « entretien » à Point Lepreau et sa mise en œuvre répondent aux exigences.

1.6.4.2 Intégrité structurale

Des mises à jour obtenues en 2006 suggèrent la présence d'une tendance à l'amélioration. ÉNNB planifie modifier à nouveau son programme d'inspections périodiques. La portée et le calendrier des inspections en service des équipements principaux avaient été établis en fonction de la version la plus récente des plans de gestion du vieillissement et du cycle de vie de l'équipement. Les programmes sont à jour. Le personnel de la CCSN juge que le fondement de ces plans et la documentation connexe sont satisfaisants.

En se fondant sur la stratégie et les plans que l'on retrouve dans le PIP d'ÉNNB et ses documents relatifs à la gestion du vieillissement et du cycle de vie de l'équipement, il a été jugé que son programme relatif aux composants sous pressions remplissait les exigences. ÉNNB a effectué des inspections lors de l'arrêt prévu de 2006. Le personnel de la CCSN est satisfait des inspections effectuées et de l'interprétation faite de leurs résultats.

Le personnel de la CCSN a noté qu'ÉNNB a fait des progrès considérables dans l'élaboration d'un programme formel et bien documenté de la gestion des *générateurs de vapeur*.

1.6.4.3 Fiabilité

Le programme « fiabilité » élaboré pour la centrale Point Lepreau l'a été conformément à l'approche suivie par l'industrie. ÉNNB a poursuivi ses efforts visant à se conformer aux exigences de la norme S-98 tel que l'élaboration de modèles de fiabilité pour tous les systèmes importants pour la sûreté. Le personnel de la CCSN poursuit présentement des

discussions avec les membres de l'industrie au sujet des questions génériques relatives au programme « fiabilité » afin de s'assurer que tous les titulaires de permis répondent aux exigences de la CCSN énoncées dans la norme S-98.

Le programme « fiabilité » d'ÉNNB est bien planifié et tenu à jour. En 2006, le rendement des systèmes importants pour la sûreté répondait aux exigences réglementaires et aux attentes du personnel de la CCSN.

1.6.4.4 Qualification de l'équipement

En 2005, le personnel de la CCSN a effectué une inspection du programme de *qualification environnementale* (QE) à Point Lepreau. Le programme et sa mise en œuvre atteignaient les buts sous-tendus des critères d'acceptation de la CCSN. L'équipe d'inspection a identifié des aspects nécessitant des améliorations : la mise à jour des documents liés à la QE (incluant les documents directeurs, ceux couvrant les évaluations de la QE, etc...), la définition des rôles et responsabilités des spécialistes de système et en QE, l'élaboration et la mise en œuvre des parties du programme portant sur la surveillance des conditions et de l'environnement, et l'achèvement en temps opportun des mesures correctives. L'inspection a mené à l'émission d'un rapport comprenant sept avis d'action, huit recommandations et trois remarques complémentaires.

En décembre 2006, ÉNNB a présenté l'état d'avancement des activités entreprises en réponse aux avis d'action, recommandations et remarques complémentaires. Le personnel de la CCSN effectue présentement un examen détaillé afin de déterminer comment donner suite aux actions d'ÉNNB. Il semble qu'on ait tenu compte de toutes les mesures d'application, recommandations et remarques complémentaires.

1.6.5 Préparation aux situations d'urgence

Site	DOMAINE DE SÛRETÉ	Cotes	
		Programme	Mise en oeuvre
Point Lepreau	PRÉPARATION AUX SITUATIONS D'URGENCE	A	B

En 2006, un audit du programme et un autre d'un exercice de préparation aux situations d'urgence ont été effectués à Point Lepreau. Ces deux inspections n'ont révélé aucune lacune d'importance pouvant justifier de changer les cotes attribuées au cours des dernières années. Par conséquent, il a été conclu que le programme « préparation aux situations d'urgence » à la centrale Point Lepreau répondait aux exigences de la CCSN, avec une cote « A » pour le programme et une cote « B » pour la mise en œuvre.

1.6.6 Protection environnementale

Site	DOMAINE DE SÛRETÉ	Cotes	
		Programme	Mise en oeuvre
Point Lepreau	PROTECTION ENVIRONNEMENTALE	B	B

En 2006, la mise en œuvre du programme « protection environnementale » à Point Lepreau répondait aux attentes de la CCSN. Les rejets aériens et liquides de substances radioactives à l'environnement étaient inférieurs à 1% des *limites opérationnelles dérivées* de Point Lepreau. En 2006, une dose à la population de 0,57 $\mu\text{Sv}/\text{an}$ a été rapportée pour Point Lepreau.

Il n'y a pas eu en 2006 à Point Lepreau de rejets imprévus de substances radioactives ou de substances dangereuses pouvant présenter un risque important pour l'environnement.

1.6.7 Radioprotection

Site	DOMAINE DE SÛRETÉ	Cotes	
		Programme	Mise en oeuvre
Point Lepreau	RADIATION PROTECTION	B	B

Il n'a pas eu d'expositions au rayonnement qui ont excédé les limites réglementaires.

Une inspection du programme « radioprotection » en mars 2006 a révélé qu'on n'avait pas encore tenu compte adéquatement des inquiétudes soulevées précédemment au sujet du programme ALARA. Quatre avis d'action ont été émis et ÉNNB a pris des mesures énergiques au cours de l'année afin d'éliminer les lacunes.

Se fondant sur l'expérience d'exploitation de centrales CANDU pendant la remise à neuf, ÉNNB a de plus pris des actions afin de s'assurer que l'exposition au rayonnement au cours de la remise à neuf et de la période d'exploitation qui suivra sera conforme au principe ALARA.

1.6.8 Sécurité des sites

L'évaluation du domaine de sûreté « sécurité des sites » à Point Lepreau est documentée dans un *document aux commissaires* séparé (secret) (CMD 07-M19.A).

1.6.9 Garanties

Site	DOMAINE DE SÛRETÉ	Cotes	
		Programme	Mise en oeuvre
Point Lepreau	GARANTIES	B	B

En 2006, le programme « *garanties* » à Point Lepreau continuait de répondre aux attentes relatives à toutes les exigences en matière de *garanties*.

1.6.10 Mise à jour relative aux autres projets et initiatives d'importance

Dans sa décision sur le renouvellement du permis rendue le 18 mai 2006, la *Commission* a demandé au personnel de la CCSN d'inclure à leur *Rapport annuel sur le rendement en matière de sûreté des centrales nucléaires au Canada*, un rapport détaillé des progrès réalisés relativement aux activités autorisées dans le cadre du remplacement des *tubes de force* et de la remise à neuf de la centrale nucléaire Point Lepreau.

1.6.10.1 Remise à neuf de la centrale Point Lepreau

En général, les travaux du projet de remise à neuf de la centrale Point Lepreau se déroulent selon l'horaire prévu et respectent le budget. Des progrès ont été effectués sur les différents aspects suivants :

Approvisionnement et examen de la conception

L'approvisionnement et la fabrication des articles nécessitant un long préavis sont en cours et toutes les pièces d'équipement majeures ont été acquises. Les activités relatives au remplacement des *tubes de force* et les examens de la conception technique se poursuivent. Tous les arbres de défaillances servant à l'étude probabiliste de sûreté (ÉPS) de niveau 1 (événements internes) ont été complétés. Les solutions aux cas à « probabilité élevée » découlant de l'ÉPS seront soit des actions correctives prises par les opérateurs selon les besoins suite à des séquences d'événements, ou des modifications appropriées de la conception.

L'analyse de quantification des séquences d'accidents (QSA) progresse bien dans le cas des événements internes et, à la fin de 2006, aucun problème d'importance n'avait été soulevé. Il est prévu que les analyses QSA couvrant les événements internes de niveau 1 et les événements externes de niveau 1 seront complétées en mai et juin 2007 respectivement. Tel que prévu dans le cadre du projet de remise à neuf, ÉNNB va effectuer une ÉPS complète de niveau 2 qu'il est prévu de terminer en septembre 2007. Afin d'atteindre les objectifs de sûreté de l'ÉPS, ÉNNB va mettre en œuvre des mesures additionnelles pour améliorer le rendement du confinement dans les conditions qui prévalent suite à des accident graves.

Planification

Après avoir complété à la fin de novembre 2006 l'exercice servant à fixer la portée des travaux lors de l'arrêt de remise à neuf en 2008, ÉNNB a élaboré avant la fin janvier 2007 le premier calendrier intégré des travaux planifiés. Ce calendrier intégré va refléter les travaux qu'ÉNNB et ses entrepreneurs effectueront pour la mise en œuvre du projet de remise à neuf. Il définira aussi les mesures prévues pour contrôler les modifications possibles à la portée du projet.

Examen intégré de sûreté

En réponse aux commentaires du personnel de la CCSN, ÉNNB a présenté deux mises à jour des résultats de l'examen intégré de sûreté (EIS). Étant donné le nombre de questions devant être répondues dans le cadre de cet examen, une stratégie de production de rapports a été élaborée afin de faciliter les communications entre les deux intervenants.

1.6.10.1.3.1 Examens techniques effectués par le personnel de la CCSN

Les examens techniques de l'information soumise par ÉNNB dans le cadre du projet de remise à neuf de Point Lepreau ont porté sur les aspects et/ou programmes établis suivants :

- études probabilistes de sûreté (ÉPS),
- les exigences de conception des comparateurs digitaux programmables des deux systèmes d'arrêt d'urgence (SAU1 et SAU2),
- les analyses de sûreté effectuées à l'appui des mises à niveau de la conception, parties du projet de remise à neuf, qui comprennent des améliorations importantes de la couverture des paramètres de déclenchement,
- le plan relatif aux facteurs humains concernant le programme d'ingénierie,
- les plans à jour des activités ayant trait à la santé et sécurité au travail et la protection environnementale, et
- les programmes se rapportant à la formation, la *fermeture temporaire* des systèmes, la mise en service et la remise en service.

1.6.10.1.3.2 Pratiques internationales

Dans sa décision sur le renouvellement du permis rendue le 18 mai 2006, la *Commission* a aussi demandé au personnel de la CCSN d'inclure à leurs rapports, lorsque approprié, les pratiques internationales adoptées en matière de radioprotection pendant les activités de remise à neuf, afin de s'assurer que tous les moyens disponibles sont pris pour réduire les doses aux travailleurs au niveau le plus bas qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre.

Subséquentement, ÉNNB a invité l'Association mondiale des propriétaires de centrales nucléaires (WANO) à venir en visite d'aide à Point Lepreau en janvier 2007. Le but de la visite était d'inspecter les meilleures pratiques d'ÉNNB et les pratiques internationales en

matière de radioprotection qui sont mises en œuvre pendant le projet de remise à neuf. Les résultats de cette visite seront communiqués au personnel de la CCSN.

1.6.10.1.4 Installations de gestion des déchets radioactifs solides

Tous les travaux d'infrastructure nécessaires à la construction de nouvelles voûtes pour recevoir les déchets de faible et moyenne activité produits pendant la période au cours de laquelle l'exploitation va se poursuivre (phase I) et pendant la remise à neuf (phase III) ainsi qu'à la construction de nouveaux silos pour le traitement des déchets d'activité élevée générés par le remplacement des *tubes de force* au cours de l'arrêt pour la remise à neuf (Phase III) ont été complétés. L'installation de la grue et de l'équipement mécanique requis pour les silos est terminée. Les activités de mise en service pour la phase I ont débuté en avril, les installations servant à la phase III devraient être disponibles en mai 2007 et la phase III devrait débuter en août 2007. Afin de refléter les nouvelles conditions, ÉNNB a initié une révision des documents dont on fait mention dans le permis d'exploitation des installations de gestion des déchets et dans le permis d'exploitation de la centrale.

SECTION 2

SÛRETÉ DE L'EXPLOITATION DES CENTRALES NUCLÉAIRES, DANS L'ENSEMBLE, ET TENDANCES

La présente section du rapport décrit le rendement global en matière de sûreté à chacune des centrales nucléaires en se référant aux domaines de sûreté et programmes définis à la section 1 de ce rapport. Cette section présente aussi les tendances d'une année à l'autre et fait ressortir les questions importantes se rapportant à l'industrie dans son ensemble. Les indices de rendement de la CCSN servent à illustrer des tendances et problèmes divers. Leurs définitions sont extraites de la norme d'application de la réglementation S-99, intitulée « Rapports à soumettre par les exploitants de centrales nucléaires ».

2.1 EXPLOITATION

Dix-huit réacteurs étaient en exploitation en 2006. À la suite de l'annonce faite en 2005 à l'effet que les tranches 2 et 3 à Pickering n'allaient pas être remises en service, OPG les a placées dans un état sûr, le réacteur à l'arrêt et vide de combustible. Les tranches 1 et 2 à Bruce-A sont présentement en *fermeture temporaire*. L'étude environnementale relative à ces tranches a été complétée et acceptée par la *Commission*. Un nombre de projets sont présentement en cours en prévision du redémarrage de ces tranches.

2.1.1 Gestion de l'organisation et de la centrale

En 2006, les titulaires de permis avaient en place des organisations adéquates pour gérer et exploiter de manière sûre leurs centrales.

Aucun travailleur des centrales nucléaires et aucun membre du public n'ont reçu en 2006 de dose de rayonnement dépassant les limites réglementaires. Les rejets de toutes les centrales ont également été considérablement inférieurs aux limites réglementaires. Des doses de rayonnement et des rejets à l'environnement faibles ont constitué à nouveau la norme du secteur nucléaire en 2006. Ces résultats constituent des indices généraux de contrôles adéquats mis en œuvre par les organisations aux sites. Le personnel de la CCSN a observé que présentement, lorsque comparées au rendement des autres réacteurs dans le monde, les expositions au rayonnement en milieu de travail aux centrales CANDU sont relativement plus importantes.

À toutes les centrales, il n'y a eu aucune *défaillance grave de système fonctionnel* en 2006 et ceci constituait un résultat positif.

Le personnel de la CCSN se sert des *points à régler* pour porter à l'attention des titulaires de permis les problèmes qui nécessitent la prise rapide de mesures correctives. Le personnel de la CCSN était satisfait des mesures prises par les titulaires de permis en 2006 concernant les *points à régler*, les rapports de faits saillants, l'analyse du rendement des systèmes et le suivi à en faire. En 2006, il y a eu 463 événements devant être rapportés et les plus importants font partie des faits saillants décrits à l'annexe E. Le

personnel de la CCSN a de nouveau observé que les titulaires de permis rapportent de leur propre chef des événements qui peuvent sembler mineurs, ce qui révèle une bonne attitude de questionnement de la part de leur personnel.

L'indice de rendement (IR) « nombre de transitoires imprévus » indique le nombre de transitoires imprévus de la puissance du réacteur, quelle qu'en soit la cause, pendant que celui-ci n'est pas en EAG. Cet indice, illustré aux tableaux 1, 2 et 3, montre le nombre de baisses de puissance manuelles ou automatiques, survenues à la suite du déclenchement d'un système d'arrêt, d'un *recul rapide de puissance* ou d'une *baisse contrôlée de puissance* (notez que la centrale Pickering-A n'est pas munie d'un système de *recul rapide de puissance*). Les baisses imprévues de puissance peuvent être un signe de problèmes du fonctionnement de la centrale et occasionner des contraintes inutiles sur les systèmes. En 2006, la plupart des transitoires imprévus étaient des *baisses contrôlées de puissance* présentant normalement peu de risque pour l'exploitation d'une centrale. Les transitoires imprévus importants sont décrits dans les *documents aux commissaires* (CMD) intitulés rapports des faits saillants (voir l'annexe E).

Cet indice comprend aussi le nombre d'heures pendant lesquelles les réacteurs ont été en EAG. Notez qu'en 2004 et 2005, ces heures sont inscrites aux tableaux 1 et 2 seulement si les réacteurs n'étaient pas en *fermeture temporaire*. Pour les années 2002 et 2003, elles étaient cumulées pour tous les réacteurs, incluant ceux en *fermeture temporaire*.

Tableau 1: Nombre de transitoires imprévus en 2006

Centrale	Heures En EAG	Transitoires imprévus pour chaque site en 2006			
		Arrêts d'urgence	<i>Reculs rapides de puissance</i>	<i>Baisses contrôlées de puissance</i>	Total
Bruce-A	2 386	0	1	5	6
Bruce-B	1 534	1	0	7	8
Darlington	2 828	0	4	4	8
Pickering-A	3 160	6	0	3	9
Pickering-B	5 475	1	1	3	5
Gentilly-2	922	1	1	0	2
Point Lepreau	832	0	0	0	0
Total pour toutes les centrales	17 137	9	7	22	38

Les tableaux 2 et 3 montrent les tendances de cet IR pour toutes les centrales nucléaires depuis l'an 2002. Pour toutes ces centrales, le nombre de transitoires en 2006 est revenu à un niveau comparable à celui des années précédentes. La baisse peut être attribuée à une diminution importante du nombre d'arrêts d'urgence et du nombre de *baisses contrôlées de puissance* à Bruce-A. Une baisse a été enregistrée malgré une légère augmentation du nombre de *baisses contrôlées de puissance* à Bruce-B. En 2006, la moyenne de l'intervalle entre des arrêts d'urgence ou des *reculs rapides de puissance*, où la tranche en question n'était pas en EAG, était 8 784 heures. Ce résultat est jugé bon

lorsque comparé à l'objectif de rendement international qui est d'un arrêt d'urgence par 7 000 heures d'exploitation du réacteur.

Tableau 2: Détails de la tendance du nombre de transitoires imprévus, pour toutes les centrales

Année	Heures en EAG	Transitoires imprévus dans toutes les centrales			Total
		Arrêts d'urgence	Reculs rapides de puissance	Baisses contrôlées de puissance	
2002	51 503	3	1	13	17
2003	47 922	19	13	11	43
2004	20 424 *	10	5	22	37
2005	25 533 *	13	5	35	53
2006	32 524 *	9	7	22	38

* De 2004 à 2006, les heures en EAG sont inscrites aux tableaux 1 et 2 seulement si les réacteurs n'étaient pas en *fermeture temporaire*.

Tableau 3: Tendances du nombre de transitoires imprévus, par centrale

Centrale	Transitoires imprévus				
	2002	2003	2004	2005	2006
Bruce-A	S.O.	1	17	25	6
Bruce-B	6	8	4	7	8
Darlington	1	10	6	4	8
Pickering-A	S.O.	7	4	3	9
Pickering-B	6	14	3	9	5
Gentilly-2	2	2	1	3	2
Point Lepreau	2	1	2	2	0
Total pour toutes les centrales	17	43	37	53	38

2.1.2 Conduite des opérations

La plupart des inspections effectuées aux centrales en 2006 par le personnel de la CCSN ont confirmé que l'exploitation est conforme aux exigences de la CCSN et aux procédures et documents directeurs des titulaires de permis. Lorsque des inspections ont révélé le besoin de mesures correctives, le personnel de la CCSN a constaté que, généralement, les titulaires de permis mettaient immédiatement en œuvre des actions appropriées pour corriger les lacunes.

L'IR « coefficient de perte de capacité imprévue » des tableaux 4 et 5 fournit un reflet du rendement de la gestion globale de l'exploitation d'une centrale en indiquant dans quelle mesure la gestion, l'exploitation et l'entretien d'une tranche permettent d'éviter des arrêts imprévus. Cet indice représente le pourcentage de la production d'électricité de référence qui a été perdu pendant la période en raison de circonstances imprévues. Certains des arrêts imprévus sont décrits à l'annexe E.

À Pickering-A et Pickering-B, le coefficient de perte de capacité imprévue est demeuré plus élevé que la moyenne de l'industrie la plupart du temps au cours des cinq dernières années. Le personnel de la CCSN a observé qu'un coefficient de perte relativement élevé n'est pas inhabituel pour les centrales où des tranches ont été remises en service après une *fermeture temporaire* prolongée, ce qui est le cas pour la tranche 4 à Pickering. À Darlington, le coefficient est demeuré assez constant pendant qu'à Gentilly-2 et Point Lepreau, une tendance marquée à la baisse a été observée au cours de trois dernières années. Une petite hausse a été observée à Bruce-A tandis qu'à Bruce-B et Pickering-A, une baisse nette était enregistrée. La plus forte hausse a été enregistrée à Pickering-B.

Tableau 4: Coefficient de perte de capacité imprévue en 2006

Centrale	Coefficient de perte de capacité imprévue (%)				
	Trimestre				Facteur annuel
	1 ^{er}	2 ^e	3 ^e	4 ^e	
Bruce-A	3,8	7,9	13,9	3,4	7,4
Bruce-B	4,6	4,9	1,0	3,0	3,4
Pickering-A	8,8	7,8	17,8	37,2	17,9
Pickering-B	12,1	11,5	8,4	24,1	14,0
Darlington	3,1	8,2	7,6	2,8	5,4
Gentilly-2	0	0	3,7	0	0,9
Point Lepreau	0	6,3	0	0	1,6

Tableau 5: Détails de la tendance du coefficient de perte de capacité imprévue, pour toutes les centrales

Centrale	Coefficient de perte de capacité imprévue (%)				
	Année				
	2002	2003	2004	2005	2006
Bruce-A			11,4	5,7	7,4
Bruce-B	6,4	3,8	4,9	8,5	3,4
Pickering-A	S.O.	10,2	18,5	30,1	17,9
Pickering-B	7,2	19,1	12,2	5,1	14,0
Darlington	4,9	4,3	6,7	3,4	5,4
Gentilly-2	0,0	0,2	10,2	1,3	0,9
Point Lepreau	9,2	3,9	6,9	6,6	1,6

Le personnel de la CCSN a trouvé que, globalement, la planification et l'exécution de ces arrêts étaient acceptables en 2006.

L'IR « indice de non-conformité » indique le nombre de cas où la centrale nucléaire n'a pas été exploitée conformément aux conditions du permis ou à la *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires* (LSRN) et à ses règlements d'application. Le personnel de la CCSN examine tous les cas de non-conformité et ceux-ci sont classés par catégorie comme suit :

- a = nombre de non-conformités à la ligne de conduite pour l'exploitation jointe au permis,
- b = nombre de non-conformités aux exigences de radioprotection qui sont stipulées dans le permis,
- c = nombre de non-conformités à la condition du permis relative à l'effectif minimal par quart,
- d = autres cas de non-conformités aux conditions du permis, et
- e = nombre de non-conformités à la LSRN et à ses règlements d'application.

Les tableaux 6, 7 et 8 illustrent l'indice de non-conformité pour toutes les centrales nucléaires. En 2006, le nombre de non-conformités est semblable d'une centrale à l'autre (voir le tableau 6). Le nombre total de non-conformités pour toutes les centrales a continué de diminuer en 2006 (voir le tableau 7), ce qui constitue un résultat positif. Les plus grandes baisses ont été enregistrées à Pickering et Darlington (voir le tableau 8) (Avant 2004, les indices de Pickering-A et Pickering-B n'étaient pas rapportés séparément). Une hausse importante de l'indice s'est produite à Gentilly-2 mais sa valeur est du même ordre de grandeur que par les années passées. Il y a lieu de noter que les différences du nombre de non-conformités sont relatives puisque celles-ci sont déterminées en comparaison à des exigences qui varient d'un site à l'autre, incluant des lignes de conduite pour l'exploitation, des exigences en matière de radioprotection et de conception, des conditions du permis, et des pratiques d'exploitation différentes.

Une cote de rendement n'est pas attribuée pour cet indice de rendement car la CCSN désire promouvoir auprès des titulaires de permis qu'ils rapportent les non-conformités de leur propre chef. Chaque événement ou problème est évalué au mérite et des mesures appropriées d'application de la réglementation sont prises au besoin.

Tableau 6: Indice de non-conformité en 2006

Centrale	Non-conformités par catégorie					Total
	a	b	c	d	e	
Bruce-A	3	23	3	42	0	71
Bruce-B	1	25	11	40	0	77
Pickering-A	28	11	0	26	0	65
Pickering-B	28	11	1	30	1	71
Darlington	20	23	0	11	0	54
Gentilly-2	11	0	0	13	0	24
Point Lepreau	4	3	0	2	12	21

Tableau 7: Détails de la tendance de l'indice de non-conformité, pour toutes les centrales

Année	Non-conformités par catégorie					Total
	a	b	c	d	e	
2002	219	140	13	222	24	618
2003	142	186	10	203	50	591
2004	108	167	20	142	36	473
2005	95	144	24	156	19	438
2006	95	96	15	164	13	383

Tableau 8: Tendances de l'indice de non-conformité, par centrale

Centrale	Total des non-conformités				
	2002	2003	2004	2005	2006
Bruce-A	24	120	81	69	71
Bruce-B	124	79	72	86	77
Pickering-A et Pickering-B	337	282	202	173	136
Darlington	58	70	71	82	54
Gentilly-2	20	13	23	6	24
Point Lepreau	55	27	24	22	21
Total pour toutes les centrales	618	591	473	438	383

2.1.3 Santé et sécurité au travail (non radiologique)

Globalement, en 2006, tous les titulaires de permis ont répondu aux attentes concernant le programme « santé et sécurité au travail (non radiologique) » à tous les sites. On se sert de l'IR « taux de gravité des accidents » pour vérifier dans quelle mesure les titulaires de permis respectent les normes du secteur nucléaire dans le domaine de la sécurité des travailleurs (voir les tableaux 9, 10 et 11). Cet indice reflète le nombre total de jours perdus à un site en raison de blessures par 200 000 heures-personnes de travail. (La prudence est de mise lorsqu'il s'agit de comparer les titulaires de permis, en raison des différences entre les organisations pour ce qui est, notamment, de la définition des accidents industriels, de l'autorité responsable de la sécurité des travailleurs et des interprétations relatives au temps perdu à cause de problèmes de santé chroniques.)

En 2006, le taux de gravité des accidents des titulaires de permis a augmenté par rapport à l'année précédente à Bruce, Darlington et Pickering et il a diminué à Gentilly-2 et Point Lepreau (voir le tableau 11). Globalement, le taux est retourné à des valeurs qui prévalaient il y a deux et trois ans. Néanmoins, le nombre d'accidents entraînant une perte de temps aux différents sites est demeuré bien en deçà de celui qu'on observe dans les industries comparables, de ceux rapportés par les autres centrales nucléaires dans le monde et, selon les dernières statistiques publiées (2002), de la moyenne des départements de la fonction publique fédérale. Le personnel de la CCSN juge que,

globalement, les statistiques sur la santé et sécurité au travail (non radiologique) aux centrales nucléaires constituent à nouveau un point fort en 2006.

Tableau 9: Taux de gravité des accidents en 2006

Site	Jours perdus	Heures-personnes de travail	Taux de gravité des accidents
Bruce-A et Bruce- B	60	7 308 436	1,64
Pickering-A et Pickering-B	187	7 874 588	4,75
Darlington	128	4 975 304	5,15
Gentilly-2	9	1 339 767	1,34
Point Lepreau	0	1 428 083	0,00
Total pour toutes les centrales	384	22 926 178	3,35

Tableau 10: Détails de la tendance du taux de gravité des accidents, pour toutes les centrales

Année	Jours perdus	Heures-personnes de travail	Taux de gravité des accidents
2002	350	17 579 865	3,98
2003	372	16 612 884	4,48
2004	145	16 447 399	1,76
2005	170	22 698 360	1,50
2006	384	22 926 178	3,35

Tableau 11: Tendances du taux de gravité des accidents, par centrale

Site	Taux de gravité des accidents				
	2002	2003	2004	2005	2006
Bruce-A et Bruce-B	4,8	4,2	0,0	0,9	1,6
Pickering-A et Pickering-B	1,4	3,7	0,0	2,0	4,8
Darlington	0,0	0,6	3,0	1,0	5,2
Gentilly-2	25,2	20,4	1,2	3,6	1,3
Point Lepreau	0,0	0,1	14,2	0,7	0,0

2.2 ASSURANCE DU RENDEMENT

Globalement, tous les titulaires de permis d'exploitation de centrales nucléaires ont répondu aux attentes de la CCSN relatives au domaine de sûreté « assurance du rendement ». Les programmes de ce domaine de sûreté continuent d'être mis en œuvre de manière adéquate, contribuant ainsi en 2006 à l'exploitation sûre des installations et, en général, à l'obtention des résultats que vise la CCSN.

On a observé une tendance négative du rendement des titulaires de permis concernant les programmes « gestion de la qualité » et « facteurs humains ». Bien que les informations recueillies ne pouvaient être liées directement à des conditions d'exploitation dangereuses, il est justifié que la CCSN effectue en 2007 une surveillance plus étroite de ces programmes.

2.2.1 Gestion de la qualité

Les centrales à tranches multiples d'OPG (Darlington, Pickering-A et Pickering-B) possédaient en 2006 un programme de gestion de la qualité documenté et qui répondait toujours aux exigences. Le personnel de la CCSN a effectué à la fin de 2006 une *inspection de type I* à Darlington portant sur le contrôle des modifications techniques. Une inspection similaire est prévue à Pickering-A au début de 2007. L'analyse des informations recueillies lors de ces inspections sera complétée en 2007.

Une analyse des rapports de faits saillants soumis par OPG n'a pas fait de liens directs entre ces événements et des conditions dangereuses aux installations, bien qu'une tendance négative ait été observée dans les cas de Pickering-A et Pickering-B. Ceci justifie que le personnel de la CCSN effectue une surveillance plus étroite du rendement d'OPG en matière de gestion.

Des progrès ont été réalisés aux centrales à tranches multiples de Bruce Power (Bruce-A et Bruce-B) dans la préparation de documents décrivant les programmes de gestion de la qualité à ces centrales. Cependant, un nombre important de documents couvrant des aspects clés d'un programme d'assurance de la qualité n'est pas encore disponible. Le personnel de la CCSN a jugé que la mise en œuvre du programme « gestion de la qualité » répondait aux attentes, une amélioration importante par rapport à 2005. Le rendement à Bruce-A nécessite toujours des améliorations et, comme en 2005, la cote « C » a été attribuée.

Des programmes de gestion de la qualité documentés sont disponibles aux centrales à une seule tranche, Gentilly-2 et Point Lepreau, et ceux-ci répondaient toujours aux exigences en 2006. Des lacunes de la mise en œuvre ont cependant été décelées. Elles ont été corrigées à Point Lepreau et ont fait l'objet de discussions avec le titulaire de permis de Gentilly-2.

Globalement, suite aux évaluations des programmes « gestion de la qualité » qu'il a effectuées, le personnel de la CCSN juge qu'ils étaient documentés adéquatement et que leur mise en œuvre était aussi adéquate en 2006. Les indices de tendances négatives décelés au chapitre de la mise en œuvre de ce programme vont nécessiter une surveillance plus étroite de la part du personnel de la CCSN.

2.2.2 Facteurs humains

Aux différentes centrales nucléaires, l'état des processus requis pour répondre aux attentes du personnel de la CCSN relatives au programme « facteurs humains » varie entre acceptable et en voie de devenir acceptable. Le rendement à toutes les centrales est

demeuré inchangé sauf à Bruce-A et Bruce-B où la mise en œuvre du programme a été améliorée jusqu'à atteindre un niveau acceptable et à Pickering-A où une baisse du rendement a été observée à ce chapitre.

En 2005, le personnel de la CCSN a effectué une *inspection de type I* portant sur le respect des procédures sur le site de Bruce Power et a identifié des lacunes concernant le retard accumulé à apporter des modifications aux procédures et les indices de rendement que les gestionnaires utilisent pour superviser la mise à jour des procédures. En 2006, Bruce Power a amélioré de façon importante le processus concernant ce retard accumulé identifié en 2005, ce qui a permis au personnel de la CCSN d'attribuer une cote « B » pour la mise en œuvre.

Le plan intégré d'amélioration qu'Ontario Hydro a adopté en 1997 incluait une recommandation visant à éliminer l'assignation de personnes non accréditées à la surveillance des panneaux de commande des tranches. Cette recommandation a été suivie à Pickering-A où un opérateur de salle de commande (OSC) est présent en tout temps aux panneaux de commande de chacune des deux tranches en service. Il est prévu qu'un OSC sera présent en tout temps aux panneaux de commande de chacune des tranches de Pickering-B et Bruce-B d'ici le 31 juillet 2007 et le 1^{er} octobre 2007, respectivement. À Bruce-A et Darlington, le nombre d'OSC ne sera pas suffisant pour que l'un d'eux soit présent en tout temps aux panneaux de commande de chacune des tranches avant 2009. À titre de mesure provisoire, les permis d'exploitation de Bruce-A, Bruce-B, Pickering-B et Darlington incluent des conditions limitant et contrôlant l'assignation d'opérateurs non accrédités à la surveillance des panneaux de commande des tranches. Selon les projections en matière de dotation soumises aux six mois, il sera possible à Pickering-B, Bruce-B et Darlington d'atteindre le nombre requis d'OSC à la date prévue dans le permis d'exploitation.

En 1998, Ontario Hydro a initié une réorganisation des équipes de quart à ses centrales en introduisant le poste de chef de quart en salle de commande pour remplacer celui de superviseur de l'exploitation en salle de commande. Pickering-A et Pickering-B sont les deux seules centrales à tranches multiples où cette réorganisation n'a pas encore été complétée. OPG s'est engagée à la compléter à Pickering d'ici la fin de 2009.

2.2.3 Culture de sûreté et gestion de la sûreté

Une ébauche du document «Auto-évaluation de la culture de sûreté, guide d'application de la réglementation» a été élaborée et l'objet et la portée de ce document ont été affichés sur le site Web de la CCSN à des fins de consultation publique. La CCSN planifie terminer ce guide pour usage à toutes les installations.

En mai 2006, la CCSN a reçu une demande pour qu'elle envoie des représentants possédant des connaissances de la culture de sûreté à la conférence «Femmes du nucléaire». Une présentation a été faite décrivant l'importance des influences organisationnelles sur le rendement en matière de sûreté et les résultats de la recherche qui ont mené à la reconnaissance de l'importance primordiale de la culture de sûreté sur tous les processus organisationnels.

En mai 2006, lors du 8^e atelier international sur les pratiques d'inspection par des agences de réglementation nucléaires, la culture de sûreté a été un des sujets discutés par le Groupe de travail sur les pratiques d'inspection du comité de l'Agence pour l'énergie nucléaire sur les activités des agences de réglementation. Un représentant de la CCSN a participé à l'atelier ayant comme sujet : comment les inspections réglementaires peuvent promouvoir ou ne pas promouvoir une bonne culture de sûreté.

Un représentant de la CCSN siège sur le groupe de travail de l'Agence pour l'énergie nucléaire traitant des facteurs organisationnels et humains qui se réunit deux fois par année pour discuter de questions communes à tous les pays membres.

2.2.4 Formation, examen et accréditation

Un certain nombre de centrales sont à différents stages de la remise à neuf de tranches. Dans tous ces cas, pendant les arrêts pour remise à neuf, le personnel de la CCSN fait la surveillance des programmes de formation continue du personnel accrédité et des tests de requalification. De plus, il examine et surveille la formation relative aux systèmes modifiés et au redémarrage des tranches.

Des progrès considérables sont en voie d'être réalisés concernant le projet d'élaboration et mise en œuvre de programmes de formation et d'examen pour le personnel de quart accrédité en vue du transfert des examens aux titulaires de permis. La CCSN gère ce projet en consultation avec les membres de l'industrie. Aux différentes centrales nucléaires en 2006, les évaluations des programmes de formation menant à l'accréditation se sont poursuivies selon l'horaire prévu. Le travail pour éliminer les lacunes identifiées précédemment s'est aussi poursuivi en parallèle à toutes les centrales. Le personnel de la CCSN continue de surveiller et examiner les progrès réalisés par chacun des titulaires de permis.

De plus, la plupart des titulaires de permis font face à un défi auquel toute l'industrie doit aussi faire face, celui de maintenir le nombre requis de personnes qualifiées. Le personnel de la CCSN continue de prêter une attention particulière à ce sujet par l'entremise entre autres de rapports semi-annuels que les titulaires de permis préparent sur l'état de la situation pour certains groupes clés.

2.3 CONCEPTION ET ANALYSE

2.3.1 Analyse de sûreté

Conformément aux permis d'exploitation, une mise à jour du *rapport de sûreté* est requise à chacun des sites tous les trois ans. La plus importante attente en matière de rendement est évaluée en surveillant et tenant compte de l'incidence sur l'analyse de sûreté des transitoires en cours d'exploitation, des changements à la centrale dus au vieillissement, et des scénarios de perte durable de sources froides. En 2006, les examens effectués par le personnel de la CCSN ont permis de conclure que les analyses de sûreté soumises par les titulaires de permis au cours de la dernière année démontraient la présence de marges acceptables. Le personnel de la CCSN effectue une analyse plus détaillée de la méthode d'analyse et de validation du programme informatique servant

aux analyses de sûreté qui se trouve dans les *rapports de sûreté* des titulaires de permis. Le personnel de la CCSN est inquiet de la lenteur des progrès réalisés par l'industrie au chapitre de la validation des programmes informatiques. Le personnel de la CCSN va revoir la cote au cours du prochain cycle en fonction des progrès réalisés à éliminer les problèmes toujours en suspens.

En avril 2005, la CCSN a émis la nouvelle norme d'application de la réglementation S-294 « Études probabilistes de sûreté (ÉPS) pour les centrales nucléaires ». Cette norme exige qu'une étude probabiliste de sûreté spécifique à la centrale soit effectuée et établit des exigences rigoureuses pour de telles études. Bien que la norme ait été publiée en 2005, l'exigence de s'y conformer est ajoutée à chacun des permis d'exploitation de centrale nucléaire au moment de leur renouvellement parce que la plupart des centrales ont déjà soumis une ÉPS à la CCSN. En 2006, une condition stipulant qu'une ÉPS spécifique à la centrale soit effectuée a été ajoutée aux permis d'exploitation de Point Lepreau et Gentilly-2. Bien que les permis d'exploitation des autres centrales nucléaires n'incluent pas une telle condition, une ÉPS spécifique à la centrale a été soumise à la CCSN pour chacune d'elles. Reconnaissant qu'une ÉPS se déroule normalement sur plusieurs années, le personnel de la CCSN discute présentement avec tous les titulaires de permis des exigences spécifiques et du calendrier des activités pour rendre toutes les ÉPS conformes aux exigences de la norme de la CCSN.

2.3.2 Questions de sûreté

En 2006, des progrès ont été réalisés sur certaines questions de sûreté en suspens, tandis que pour d'autres, ils se sont avérés plus lents que prévu. Au cours de l'année, treize dossiers génériques (DG) étaient actifs et :

- le DG 91G01 a été fermé pour Énergie nucléaire NB (ÉNNB), et il est maintenant fermé pour toutes les centrales,
- le DG 94G02 a été fermé pour ÉNNB,
- le DG 98G02 a été fermé pour Hydro-Québec et il est maintenant fermé pour toutes les centrales,
- le DG 99G01 a été fermé pour OPG, et
- le DG 06G01 a été ouvert pour toutes les centrales.

Les progrès réalisés relativement à chacun des DG sont décrits à l'annexe E. Le personnel de la CCSN est satisfait des progrès que tous les titulaires de permis ont réalisés relativement aux questions de sûreté toujours actives.

2.3.3 Conception

Les évaluations effectuées par le personnel de la CCSN en 2006 ont révélé, qu'à certaines centrales, le programme de protection contre l'incendie et sa mise en oeuvre comportaient des faiblesses. Le personnel de la CCSN a observé que des problèmes soulevés lors d'inspections antérieures n'avaient pas été réglés entraînant ainsi une non-conformité par rapport aux exigences en matière de protection contre l'incendie retrouvées dans les permis. À l'exception des difficultés à régler des problèmes de conception identifiés à Pickering-B lors de la panne générale d'électricité en août 2003, les autres aspects du programme « conception » des centrales étaient satisfaisants en 2006.

2.4 APTITUDE FONCTIONNELLE DE L'ÉQUIPEMENT

En 2006, le personnel de la CCSN a constaté qu'en principe, les programmes des titulaires de permis relatifs au domaine de sûreté « aptitude fonctionnelle de l'équipement » répondaient aux exigences. Cependant, dans certains cas, la mise en œuvre de ces programmes ne répondait pas aux exigences.

2.4.1 Entretien

Tous les titulaires de permis ont élaboré des programmes « entretien » qui répondent aux conditions du permis relatives à ce sujet. L'objectif global de ces programmes est de s'assurer que les structures, systèmes et composants répondent toujours aux critères de conception. Un élément important de ces programmes est la gestion des travaux, incluant les demandes d'entretien préventif, facultatif et correctif.

Des mesures ont été prises en 2006 et, globalement, les retards accumulés au chapitre de l'entretien diminuent. Le niveau d'entretien correctif des systèmes liés à la sûreté a montré une tendance globale à la baisse.

2.4.2 Intégrité structurale

En 2003, le personnel de la CCSN a demandé à Bruce Power d'apporter des améliorations à son manuel d'assurance de la qualité (AQ) et d'obtenir un certificat autorisant l'exécution de travaux sur les enveloppes sous pression, ce qui inclut les plans et procédures requis pour mettre en œuvre un programme d'AQ pour de tels travaux conformément aux normes applicables. La version améliorée du manuel d'AQ de Bruce Power a été approuvée plus tard en 2005. Le titulaire de permis a demandé une prolongation jusqu'en décembre 2006 pour compléter la partie « certificats des plans et procédures » du programme d'AQ et a aussi demandé qu'un autre inspecteur nucléaire accrédité soit assigné au site. Depuis novembre 2005, le personnel de la CCSN et celui de Bruce Power se sont rencontrés chaque trimestre pour discuter des progrès réalisés dans la mise en œuvre du programme relatif aux enveloppes sous pression. L'audit portant sur le certificat autorisant l'exécution de travaux sur les enveloppes sous pression est prévu en mai 2007.

Les titulaires de permis ont élaboré une stratégie et des plans de gestion du vieillissement des canaux de combustible et de leur cycle de vie afin de contrôler le risque de défaillances. Ces plans reflètent les connaissances actuelles des mécanismes de dégradation des *tubes de forces* (TF) découlant des programmes de recherche et de développement et de l'analyse des données recueillies antérieurement aux centrales CANDU. Les plans décrivent les inspections et l'entretien prévus pour contrôler les mécanismes de dégradation observés et détecter toute autre dégradation possible.

Le personnel de la CCSN a jugé que Bruce Power, OPG, et Hydro-Québec possédaient une méthode de gestion et des fondements techniques solides pour évaluer l'aptitude

fonctionnelle des TF. De plus, le personnel de la CCSN est aussi réassuré par le fait que Bruce Power et OPG voient leurs plans comme des agents déclencheurs d'actions futures.

Le programme d'inspection et de gestion du cycle de vie des canaux de combustible à Point Lepreau a été distribué en 2000 et il continue à servir de base aux pratiques d'inspection à cette centrale. ÉNNB a entrepris un projet d'amélioration du plan de gestion du cycle de vie du circuit caloporteur primaire afin d'examiner systématiquement tous les programmes et toutes les procédures pertinents ayant rapport à la conservation de l'intégrité structurale des canaux de combustible, des *tuyaux d'alimentation* et des *générateurs de vapeur*. Le titulaire de permis se propose d'émettre une mise à jour du plan relatif aux canaux de combustible d'ici septembre 2007.

Au cours de l'arrêt à des fins d'inspection de la tranche 2 à Darlington, on a enlevé volontairement un TF afin d'appuyer l'évaluation effectuée par le secteur nucléaire de les conséquences du rayonnement sur les propriétés critiques des matériaux. Les critères devant être utilisés à Darlington pour décider de l'acceptabilité des résultats lors des essais destructifs de ce tube ont été soumis au personnel de la CCSN.

En 2005, le personnel de la CCSN a soulevé son inquiétude au sujet du nombre et de la gravité accrues des imperfections, sous forme de fissures par corrosion, décelées sur les TF inspectés récemment à plusieurs tranches des centrales d'OPG. Afin de s'assurer que des moyens adéquats sont disponibles pour gérer efficacement ce type de dégradation, le personnel de la CCSN a demandé à OPG d'effectuer, en collaboration avec toutes les compagnies d'électricité et organismes de recherche et de développement concernés, une étude exhaustive des questions connexes.

Les titulaires de permis, par l'entremise du Groupe des propriétaires de réacteurs CANDU, ont élaboré de nouvelles lignes directrices concernant l'aptitude fonctionnelle de l'équipement afin de tenir compte de l'amincissement des *tuyaux d'alimentation* qui se manifeste à un endroit bien précis près des soudures. Les nouvelles lignes directrices ont été soumises à la CCSN pour examen en 2006.

L'IR « nombre de cas de dégradation des enveloppes sous pression » indique le nombre de cas de dégradation des enveloppes sous pression survenus aux centrales nucléaires et permet de surveiller le respect des codes et des normes du secteur nucléaire. Les dégradations se définissent comme des cas où les limites précisées par les critères de conception ou d'inspection pertinents sont dépassées. La « catégorie » se réfère au code de classification des systèmes nucléaires tandis que « conventionnel » fait allusion aux systèmes non nucléaires. Les données de l'industrie sur cet IR se retrouvent aux tableaux 12, 13 et 14. En 2006, le nombre total de cas de dégradation était plus élevé qu'au cours des années précédentes dénotant une tendance à la hausse. Cependant, la grande majorité des dégradations se sont produites sur les systèmes non nucléaires.

Tableau 12: Dégradations des enveloppes sous pression en 2006

Centrale	Nombre de cas de dégradation des enveloppes sous pression par catégorie					
	Catégorie 1	Catégorie 2	Catégorie 3	Catégorie 4	Conventionnel	Total
Bruce-A	8	2	12	1	131	154
Bruce-B	7	1	12	0	140	160
Darlington	17	3	9	0	64	93
Pickering-A	1	1	6	0	15	23*
Pickering-B	0	0	7	0	29	36
Gentilly-2	0	0	0	0	1	1
Point Lepreau	2	0	0	0	1	3

*Dû à des problèmes hérités relatifs à l'enregistrement des enveloppes sous pression à Pickering-A, il n'est pas requis de rapporter certains points à cette centrale .

Tableau 13: Détails de la tendance du nombre de cas de dégradation des enveloppes sous pression, pour toutes les centrales

Année	Nombre de cas de dégradation des enveloppes sous pression par catégorie					
	Catégorie 1	Catégorie 2	Catégorie 3	Catégorie 4	Conventionnel	Total
2002	18	11	37	0	261	327
2003	37	10	28	1	333	409
2004	21	4	23	0	292	340
2005	47	13	27	1	352	440
2006	35	7	46	1	381	470

Tableau 14: Tendances du nombre de cas de dégradation des enveloppes sous pression, par centrale

Centrale	Nombre total de cas de dégradation des enveloppes sous pression				
	2002	2003	2004	2005	2006
Bruce-A	18	131	68	92	131
Bruce-B	71	109	134	206	140
Darlington	91	59	66	92	64
Pickering-A et Pickering-B	109	100	64	47	59
Gentilly-2	3	0	0	0	1
Point Lepreau	35	10	8	3	3

2.4.3 Fiabilité

Au début de 2006, les titulaires de permis ont demandé des modifications à leurs permis d'exploitation pour y inclure une nouvelle condition exigeant de se conformer à la norme d'application de la réglementation S-98 « Programmes de fiabilité pour les centrales nucléaires » qui a été émise en 2005. Chaque titulaire de permis a élaboré un programme « fiabilité » conformément à l'approche suivie par l'industrie. Le personnel de la CCSN juge que cette approche de l'industrie est généralement acceptable bien que des réponses

doivent toujours être apportées à quelques questions génériques. Le personnel de la CCSN a planifié un colloque en juin 2007 (et d'autres rencontres au besoin) afin de trouver des solutions aux questions encore à régler.

Globalement, en termes de fiabilité, le rendement des systèmes importants pour la sûreté a été bon, bien que des événements survenus en 2006 ont mis en doute la fiabilité de certains *systèmes spéciaux de sûreté*.

L'IR « nombre d'omissions d'essais prescrits sur les systèmes de sûreté » est un reflet du succès obtenu à effectuer des essais prescrits par des conditions de permis, y compris ceux mentionnés dans les documents présentés à l'appui d'une demande de permis. Cet indice représente la capacité des titulaires de permis à mener à bon terme tous les essais réguliers auxquels les systèmes de sûreté doivent être soumis. Les données pertinentes se retrouvent aux tableaux 15, 16 et 17. Environ 90 000 de ces essais ont été effectués aux centrales nucléaires en 2006. Le nombre total d'essais omis était moindre en 2006 qu'en 2005 (voir le tableau 16).

Le nombre total d'essais de *systèmes spéciaux de sûreté* omis était inférieur à celui de l'année dernière (voir le tableau 16) et représentait un pourcentage peu important des dizaines de milliers d'essais effectués en 2006. Ceci reflète un engagement constant de la part de l'industrie d'effectuer sur une base régulière les essais de leurs systèmes de sûreté.

Tableau 15: Nombre d'omissions d'essais prescrits sur les systèmes de sûreté en 2006

Centrale	Nombre d'essais total	Omissions d'essais prescrits sur les systèmes de sûreté			
		Systèmes spéciaux de sûreté	Systèmes de sûreté en attente	Systèmes fonctionnels liés à la sûreté	Total
Bruce-A	10 330	3	0	3	6
Bruce-B	30 133	0	0	0	0
Darlington	10 800	0	0	1	1
Pickering-A	12 188	0	0	0	0
Pickering-B	10 984	1	0	0	1
Gentilly-2	4 955	0	2	3	5
Point Lepreau	4 289	0	0	0	0
Total pour toutes les centrales	90 659	4	2	7	13

Tableau 16: Détails de la tendance des omissions d'essais prescrits sur les systèmes de sûreté, pour toutes les centrales

Année	Nombre d'essais total	Nombre total d'omissions d'essais prescrits sur les systèmes de sûreté			
		Systèmes spéciaux de sûreté	Systèmes de sûreté en attente	Systèmes fonctionnels liés à la sûreté	Total
2002	63 864	3	1	0	4
2003	64 303	2	2	3	7
2004	84 471	18	3	6	27
2005	84 099	11	2	4	17
2006	85 702	4	2	7	13

Tableau 17: Tendance des omissions d'essais prescrits sur les systèmes de sûreté, par centrale

Centrale	Nombre total d'omissions d'essais prescrits sur les systèmes de sûreté				
	2002	2003	2004	2005	2006
Bruce-A			2	4	6
Bruce-B	0	0	1	7	0
Darlington	0	0	1	3	1
Pickering-A	0	0	0	0	0
Pickering-B	1	5	19	2	1
Gentilly-2	1	2	2	1	5
Point Lepreau	2	0	2	0	0
Total pour toutes les centrales	4	7	27	17	12

2.4.4 Qualification de l'équipement

Les titulaires de permis étaient tenus, conformément à une condition des permis d'exploitation se rapportant à la *qualification environnementale* (QE), à démontrer, avant le 30 juin 2004, que tous les *systèmes spéciaux de sûreté* étaient aptes à accomplir leurs fonctions de sûreté lorsque exposés aux conditions ambiantes résultant des accidents de dimensionnement.

En 2006, le personnel de la CCSN a jugé que les programmes en matière de QE et leur mise en œuvre atteignaient en principe les buts sous-tendus des critères de la CCSN. Cependant, certains titulaires de permis ont rapporté quelques problèmes de QE non résolus concernant les salles à l'épreuve de la vapeur.

2.5 PRÉPARATION AUX SITUATIONS D'URGENCE

Globalement, l'ensemble de l'industrie a continué d'excéder les exigences de la CCSN et répond en tout temps aux attentes de rendement pour les programmes de préparation aux

situations d'urgence. Aucun fait saillant n'avait un rapport important avec les programmes de préparation aux situations d'urgence ou à leur mise en œuvre.

2.6 PROTECTION ENVIRONNEMENTALE

En 2006, les données de la surveillance des rejets atmosphériques et liquides de substances radioactives de toutes les centrales montraient que les rejets dans l'environnement étaient inférieurs à 1% des *limites opérationnelles dérivées* et on n'a rapporté aucun cas où un seuil d'intervention en matière d'environnement a été excédé. Les doses ($\mu\text{Sv}/\text{an}$) à la population rapportées en 2006 pour les sites Point Lepreau, Darlington, Pickering, Bruce et Gentilly-2 étaient respectivement 0,57, 1,1, 2,8, 2,45 et 5,69.

Les titulaires de permis sont tenus de déclarer à la CCSN tous les rejets non planifiés de substances radioactives ou d'autres substances dangereuses dans l'environnement. En 2006, aucune centrale n'a signalé de rejets non planifiés de substances radioactives ou dangereuses pouvant poser un risque inacceptable pour l'environnement.

2.7 RADIOPROTECTION

En 2006, le personnel de la CCSN a examiné régulièrement la plupart des aspects des programmes de radioprotection de toutes les centrales et constaté, qu'en général, les titulaires de permis ont continué de bien gérer les doses de rayonnement.

À toutes les centrales, la mise en oeuvre programme « radioprotection » répondait aux exigences réglementaires et aux attentes du personnel de la CCSN.

L'indice de rendement « indice d'événements liés au rayonnement » indique le nombre et la gravité pondérée des événements liés au rayonnement qui sont survenus à la centrale nucléaire, permettant ainsi de surveiller jusqu'à quel point le rendement répond aux attentes de la CCSN en matière de radioprotection des travailleurs. L'indice et ses composants se définissent et se calculent comme suit :

- a = nombre d'événements où, après des tentatives de décontamination, la contamination corporelle fixe dépasse $50 \text{ kBq}/\text{m}^2$
- b = nombre d'événements où une dose aiguë et imprévue au corps entier (résultant d'une exposition externe) dépasse 5 mSv
- c = nombre d'événements où une incorporation de matières radioactives a entraîné une dose efficace dépassant 2 mSv (normalisé à 2 mSv)
- d = nombre d'événements où une dose aiguë ou engagée dépasse une des limites spécifiées

$$\text{Indice d'événements liés au rayonnement} = a + 5b + 5c + 50d$$

Le poids de chaque composant de la formule indique l'importance relative en matière de sûreté des divers types d'événement. Les tableaux 18, 19 et 20 montrent l'indice

d'événements liés au rayonnement pour l'ensemble de l'industrie. En 2006, aucune dose n'a dépassé les limites spécifiées (voir la valeur « d » au tableau 18). Aucun événement de quel type que se soit ne s'est produit à Bruce-A, Bruce-B, Darlington, Gentilly-2 et Point Lepreau. Les hausses importantes de l'indice en 2006 à Pickering-A et Pickering-B (voir le tableau 20) peuvent être attribuées entièrement à une augmentation du nombre d'événements de type « c » (voir les tableaux 18 et 19). Aux deux centrales, le titulaire de permis a pris toutes les mesures requises et ces événements ne signifient pas qu'il ne gère pas bien son programme « radioprotection ».

Tableau 18: Indice d'événements liés au rayonnement en 2006

Centrale	Événements liés au rayonnement				
	a	b	c	d	Indice
Bruce-A	0	0	0	0	0
Bruce-B	0	0	0	0	0
Darlington	0	0	0	0	0
Pickering-A	0	0	2,52	0	12,6
Pickering-B	0	0	2,99	0	15,0
Gentilly-2	0	0	0	0	0
Point Lepreau	0	0	0	0	0

Tableau 19: Détails de la tendance de l'indice des événements liés au rayonnement, pour toutes les centrales

Année	Événements liés au rayonnement (totaux)				
	a	b	c	d	Indice
2002	0	0	4,4	0	22,0
2003	2	0	6,7	0	35,5
2004	0	0	2,1	0	10,4
2005	0	0	11,4	0	56,8
2006	0	0	5,5	0	27,6

Tableau 20: Tendance de l'indice des événements liés au rayonnement, par centrale

Centrale	Indice des événements liés au rayonnement				
	2002	2003	2004	2005	2006
Bruce-A	0	0	0	0	0
Bruce-B	13,2	0	5	0	0
Darlington	0	0	0	0	0
Pickering-A	0	0	5,4	0	12,6
Pickering-B	8,8	0	0	18,0	15,0
Gentilly-2	0	35	0	17,1	0
Point Lepreau	0	0	0	21,8	0

2.8 SÉCURITÉ DES SITES

L'évaluation du domaine de sûreté « sécurité des sites » pour toutes les centrales nucléaires est documentée dans un *document aux commissaires* séparé (secret) (CMD 07-M19.A).

2.9 GARANTIES

En 2006, en vertu des accords relatifs aux *garanties* entre le gouvernement du Canada et l'*Agence internationale de l'énergie atomique* (AIEA), le personnel de l'AIEA a effectué des inspections et autres vérifications du domaine « *garanties* » à toutes les centrales nucléaires au Canada. Tous les titulaires de permis ont procuré en temps opportun à la CCSN toute l'information nécessaire pour que la CCSN puisse respecter ses engagements envers l'AIEA relativement aux rapports à soumettre. Tous les titulaires de permis ont coopéré avec la CCSN et l'AIEA pour mener à bien les inspections courantes, y compris la vérification simultanée annuelle de l'inventaire physique et les vérifications des renseignements sur la conception, de l'accès complémentaire et des installations d'équipement. Tous les titulaires de permis ont réglé promptement les problèmes et questions soulevés. L'AIEA n'a toujours pas présenté ses conclusions finales sur le rendement en matière de *garanties* au Canada en 2006; cependant, le personnel de la CCSN s'attend à un résultat positif.

2.10 CONCLUSION

L'examen du domaine de sûreté « exploitation » a permis de conclure que les centrales nucléaires canadiennes ont été exploitées de manière sûre en 2006. Les données sur les indices de rendement des centrales ont apporté des preuves additionnelles en appui à cette conclusion. Les examens des programmes des domaines de sûreté faisant l'objet de ce rapport ont confirmé que les programmes élaborés par les titulaires de permis et leur mise en œuvre étaient d'une qualité suffisante pour supporter une exploitation sûre des centrales nucléaires en 2006.

Les cotes attribuées aux divers domaines de sûreté et programmes des titulaires de permis sont récapitulées dans les tableaux 21 à 23. Le tableau 21 montre les cotes attribuées à chacun des domaines de sûreté pour l'aspect programme et le tableau 22 fait de même pour l'aspect mise en œuvre de ces programmes. Dans les deux tableaux, les cotes provenant des deux derniers rapports annuels sont également incluses à titre comparatif. Le tableau 23 présente à nouveau toutes les cotes attribuées en 2006 pour tous les domaines de sûreté, ainsi que les cotes pour chacun des programmes de ces domaines de sûreté.

L'absence de cotes « C » aux tableaux 21 et 22 en 2006 laisse supposer que, globalement, les titulaires de permis possédaient de bons programmes pour les divers domaines de sûreté et que leur mise en œuvre était adéquate. Cependant, certains programmes de ces domaines de sûreté ne répondaient possiblement pas aux attentes du personnel de la

CCSN en ce qui a trait à leur élaboration ou à leur mise en œuvre et ceci est reflété au tableau 23.

Comme par les années précédentes, les centrales nucléaires avaient toujours des programmes bien élaborés et bien mis en œuvre pour les domaines de sûreté « préparation aux situations d'urgence », « protection de l'environnement », « radioprotection » et « *garanties* ».

Il a été jugé que le programme « gestion de l'organisation et de la centrale » à Pickering-A ne répondait pas aux attentes du personnel de la CCSN à cause du nombre élevé de déclenchements de réacteurs, de transitoires et de défaillances d'équipement, à répétition ou continues, mais non résolues qui ont entraîné de nombreux événements.

Bien que tous les titulaires de permis aient poursuivi leurs efforts visant l'élaboration, le maintien, et la mise en œuvre de programmes adéquats pour le domaine de sûreté « assurance du rendement », le personnel de la CCSN a identifié un nombre de lacunes des programmes de ce domaine. Malgré les efforts considérables déployés par Bruce Power pour améliorer le programme « gestion de la qualité » à Bruce-A et Bruce-B, le projet lancé à cette fin n'est pas terminé. Le programme « facteurs humains » comporte des faiblesses à Pickering-A où, dans un nombre de domaines d'évaluation, le personnel de la CCSN continue de surveiller étroitement les progrès à compléter les mesures d'application de la réglementation. Il fait de même à Point Lepreau pour tenir compte de problèmes relatifs à la dotation dans son ensemble et aux heures de travail.

À Pickering-B, la mise en œuvre du programme « conception » continuera d'être jugée inférieure aux exigences jusqu'à ce qu'il soit démontré que toutes les tranches peuvent être refroidies suite à une perte d'alimentation de catégorie IV.

Pour ce qui est du domaine de sûreté « aptitude fonctionnelle de l'équipement », le personnel de la CCSN a jugé que la mise en œuvre du programme « entretien » ne répondait pas aux attentes à Bruce-A et Pickering-B à cause de l'importance du retard cumulé qui persiste au chapitre de l'entretien à ces centrales. À Darlington, le programme « qualification de l'équipement » a été jugé inférieur aux attentes à cause des problèmes à compléter en temps opportun la documentation en matière de *qualification environnementale*, à remplacer des composants nécessaires à la QE et à effectuer des essais des salles à l'épreuve de la vapeur.

Tableau 21
Tendances des cotes « programme » pour les neuf domaines de sûreté d’après les rapports annuels

Domaine de sûreté	Année	Bruce-		Darlington	Pickering-		Gentilly-2	Point Lepreau
		A	B		A	B		
Exploitation	2004	B	B	B	B	B	B	B
	2005	B	B	B	B	B	B	B
	2006	B	B	B	B	B	B	B
Assurance du rendement	2004	B	B	B	B	B	C	B
	2005	B	B	B	B	B	B	B
	2006	B	B	B	B	B	B	B
Conception et analyse	2004	B	B	B	B	B	B	B
	2005	B	B	B	B	B	B	B
	2006	B	B	B	B	B	B	B
Aptitude fonctionnelle de l'équipement	2004	B	B	B	B	B	B	B
	2005	B	B	B	B	B	B	B
	2006	B	B	B	B	B	B	B
Préparation aux situations d'urgence	2004	A	A	A	A	A	A	A
	2005	A	A	A	A	A	A	A
	2006	A	A	A	A	A	A	A
Protection environnementale	2004	B	B	B	B	B	B	B
	2005	B	B	B	B	B	B	B
	2006	B	B	B	B	B	B	B
Radioprotection	2004	B	B	B	B	B	B	B
	2005	B	B	B	B	B	B	B
	2006	B	B	B	B	B	B	B
Sécurité des sites	2004	Renseignements réglementés						
	2005							
	2006							
Garanties	2004	B	B	B	B	B	B	B
	2005	B	B	B	B	B	B	B
	2006	B	B	B	B	B	B	B

Les cotes « programme » qui, en 2006, ont changé depuis le rapport annuel 2005 sont sur fond de **couleur différente**.

Légende:

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

Tableau 22
Tendances des cotes « mise en œuvre » pour les neuf domaines de sûreté d’après les rapports annuels

Domaine de sûreté	Année	Bruce-		Darlington	Pickering-		Gentilly-2	Point Lepreau
		A	B		A	B		
Exploitation	2004	B	B	B	B	B	B	B
	2005	B	B	B	B	B	B	B
	2006	B	B	B	B	B	B	B
Assurance du rendement	2004	B	B	B	B	B	C	B
	2005	C	B	B	B	B	C	B
	2006	B	B	B	B	B	B	B
Conception et analyse	2004	B	B	B	B	C	B	B
	2005	B	B	B	B	C	B	B
	2006	B	B	B	B	B	B	B
Aptitude fonctionnelle de l'équipement	2004	B	B	B.	B	B	B	C
	2005	B	B	B	B	C	B	B
	2006	B	B	B	B	B	B	B
Préparation aux situations d'urgence	2004	A	A	A	A	A	B	C
	2005	A	A	A	A	A	B	B
	2006	A	A	A	A	A	B	B
Protection environnementale	2004	B	B	B	B	B	B	B
	2005	B	B	B	B	B	B	B
	2006	B	B	B	B	B	B	B
Radioprotection	2004	B	B	B	B	B	C	B
	2005	B	B	B	B	B	B	B
	2006	B	B	A	B	B	B	B
Sécurité des sites	2004	Renseignements réglementés						
	2005							
	2006							
Garanties	2004	B	B	B	B	B	B	B
	2005	B	B	B	B	B	B	B
	2006	B	B	B	B	B	B	B

Les cotes « mise en œuvre » qui, en 2006, ont changé depuis le rapport annuel 2005 sont sur fond de **couleur différente**.

Légende:

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

Tableau 23
Tableau récapitulatif des cotes « programme » et « mise en œuvre » pour
tous les domaines de sûreté et programmes

Domaine de sûreté / programme	P / M	Bruce-		Darlington	Pickering-		Gentilly-2	Point Lepreau
		A	B		A	B		
Exploitation	P	B	B	B	B	B	B	B
	M	B	B	B	B	B	B	B
Gestion de l'organisation et de la centrale	P	B	B	B	B	B	B	B
	M	A	A	B	C	B	B	B
Conduite des opérations	P	B	B	B	B	B	B	B
	M	B	B	B	B	B	B	B
Santé et sécurité au travail (non radiologique)	P	B	B	B	B	B	B	B
	M	A	B	B	B	B	B	B
Assurance du rendement	P	B	B	B	B	B	B	B
	M	B	B	B	B	B	B	B
Gestion de la qualité	P	C	C	B	B	B	B	B
	M	C	B	B	B	B	B	B
Facteurs humains	P	B	B	B	B	B	B	C
	M	B	B	B	C	B	B	C
Formation, examen et accréditation	P	B	B	B	B	B	B	B
	M	B	B	B	B	B	B	B
Conception et analyse	P	B	B	B	B	B	B	B
	M	B	B	B	B	B	B	B
Analyse de sûreté	P	B	B	B	B	B	B	B
	M	B	B	B	B	B	B	B
Questions de sûreté	P	B	B	B	B	B	B	B
	M	B	B	B	B	B	B	B
Conception	P	B	B	B	B	B	B	B
	M	B	B	B	B	C	B	B
Aptitude fonctionnelle de l'équipement	P	B	B	B	B	B	B	B
	M	B	B	B	B	B	B	B
Entretien	P	B	B	B	B	B	B	B
	M	C	B	B	B	C	B	B
Intégrité structurale	P	B	B	B	B	B	B	B
	M	B	B	B	B	B	B	B
Fiabilité	P	B	B	B	B	B	B	B
	M	B	B	B	B	B	B	B
Qualification de l'équipement	P	B	B	B	B	B	B	B
	M	B	B	C	B	B	B	B

Domaine de sûreté / programme	P / M	Bruce-		Darlington	Pickering-		Gentilly-2	Point Lepreau
		A	B		A	B		
Préparation aux situations d'urgence	P	A	A	A	A	A	A	A
	M	A	A	A	A	A	B	B
Protection environnementale	P	B	B	B	B	B	B	B
	M	B	B	B	B	B	B	B
Radioprotection	P	B	B	B	B	B	B	B
	M	B	B	A	B	B	B	B
Sécurité des sites	P	Renseignements réglementés						
	M	Renseignements réglementés						
Garanties	P	B	B	B	B	B	B	B
	M	B	B	B	B	B	B	B

Les cotes « C » sont sur fond de **couleur différente.**

ANNEXE A - DÉFINITIONS DES DOMAINES DE SÛRETÉ ET DES PROGRAMMES

EXPLOITATION

L'exploitation concerne la conduite des opérations de même que la gestion globale de l'organisation et de la centrale.

Elle constitue un domaine de sûreté de portée générale et tient compte des observations faites concernant tous les domaines de sûreté qui ont une incidence sur le rendement global de la centrale, comme la culture de sûreté et l'examen des transitoires de puissance des réacteurs. Ce domaine de sûreté comprend aussi la santé et sécurité au travail (non radiologique).

Objectif de rendement

Une exploitation sûre et sécuritaire des installations et exclusivement à des fins pacifiques et un public confiant de la capacité de l'exploitant à produire ces résultats.

Gestion de l'organisation et de la centrale

La gestion de l'organisation et de la centrale concerne l'examen général de la gestion de l'exploitation de la centrale.

Ce programme englobe des sujets d'examen de haut niveau et des renseignements provenant de programmes individuels ayant une incidence sur le rendement global, ainsi que des sujets qui relèvent directement de la direction de la centrale. Des indices pourraient inclure entre autres des éléments de preuves à l'effet que la gestion de la configuration, l'auto évaluation de la gestion et le programme des mesures correctives sont adéquats, que les rapports sont soumis à la CCSN promptement, que les risques sont analysés en profondeur et que le nombre de défaillances de systèmes fonctionnels et celui des transitoires imprévus sont réduits au minimum.

Objectif de rendement

Une organisation et une gestion efficaces des programmes de sûreté qui prête une attention appropriée à la préservation de la santé et de la sécurité des personnes, au maintien de la sécurité nationale, à la protection de l'environnement et au respect des obligations internationales.

Conduite des opérations

Le programme « conduite des opérations » concerne le rendement du personnel chargé de la conduite des opérations. Il englobe les activités effectuées par les opérateurs pour démontrer que l'exploitation des systèmes de la centrale est sûre et qu'ils sont conscients de la philosophie d'exploitation se résumant à « refroidir, contrôler et confiner ».

Ce programme comprend les programmes des titulaires de permis relatifs aux inspections opérationnelles, au respect des procédures, aux communications, aux autorisations, au contrôle des changements et à la gestion des arrêts. Pour vérifier ces programmes, le personnel de la CCSN procède à des examens de documents ainsi qu'à des inspections en chantier des systèmes et des pratiques d'exploitation. Le personnel de la CCSN exerce également une surveillance au cours des arrêts pour fins d'entretien afin de s'assurer de l'application des principes régissant la sûreté des réacteurs et que les programmes des titulaires de permis comme l'entretien, la radioprotection et le contrôle des doses de rayonnement sont gérés efficacement.

Objectif de rendement

Une conduite des opérations sûre et sécuritaire et qui prête une attention appropriée à la préservation de la santé et de la sécurité des personnes, au maintien de la sécurité nationale, à la protection de l'environnement et au respect des obligations internationales.

Santé et sécurité au travail (non radiologique)

Les employeurs et employés ont le mandat de mettre en œuvre un programme « santé et sécurité au travail (non radiologique) » conformément aux exigences d'une loi fédérale et, dans la plupart des cas, d'une loi provinciale pour s'assurer que, sur les lieux de travail, le risque à la santé et la sécurité des travailleurs que présentent les dangers non radiologiques est réduit au minimum.

Les indices de rendement comprennent le nombre de blessures entraînant une perte de temps et le taux de gravité des accidents.

Objectif de rendement

Une protection adéquate des travailleurs contre les risques non radiologiques.

ASSURANCE DU RENDEMENT

L'assurance du rendement procure une assurance d'un rendement sûr des installations par une amélioration continue des politiques, programmes, normes et procédures requis pour en faire la gestion.

Les programmes « gestion de la qualité », « facteurs humains » et « formation, examen et accréditation » sont de portée générale. Autrement dit, le rendement au chapitre de ces programmes influence le rendement d'autres programmes ainsi que l'efficacité de la gestion globale de l'exploitation d'une centrale.

Objectif de rendement

Une exploitation sûre des installations, de façon continue et uniforme, par la mise en oeuvre d'un ensemble de programmes, politiques, normes et procédures.

Gestion de la qualité

Le programme « gestion de la qualité » regroupe les activités coordonnées pour orienter et contrôler une organisation à l'égard de la qualité et de la sûreté.

Ce programme est axé sur l'obtention de résultats, en rapport aux objectifs de qualité, afin que les besoins, les attentes et les exigences des parties concernées soient satisfaits. Un programme « gestion de la qualité » en matière d'exploitation exige que l'ensemble des processus nécessaires à l'exploitation sûre de la centrale soit intégré et documenté dans des manuels, politiques, normes et procédures.

Objectif de rendement

Une supervision adéquate de la part de la direction de la gestion et du contrôle des activités liées à la qualité et à la sûreté.

Facteurs humains

Les programmes se rapportant aux facteurs humains ont pour objectif de réduire le risque d'erreur humaine en tenant suffisamment compte des facteurs pouvant influencer le rendement humain.

Les facteurs humains que le personnel de la CCSN examine actuellement pour s'assurer que les titulaires de permis répondent aux attentes réglementaires sont:

- les facteurs humains dans la conception,
- l'analyse de la fiabilité humaine,
- l'organisation du travail et la conception des tâches (p. ex., les niveaux de dotation, les heures de travail),
- les procédures,
- le rendement humain,
- la mesure de rendement,
- l'amélioration du rendement, et
- la gestion et l'organisation.

Objectif de rendement

Une probabilité plus faible d'erreurs humaines en tenant compte de manière efficace des facteurs pouvant influencer le rendement humain.

Formation, examen et accréditation

Les programmes en matière de formation, d'examen et d'accréditation ont pour but de s'assurer qu'il existe un nombre suffisant de personnes qualifiées pour mener les activités autorisées.

Ces programmes doivent permettre au personnel du titulaire de permis dans toutes les catégories d'emploi pertinentes de posséder les connaissances et les habiletés voulues pour accomplir de façon sûre les tâches requises. Les cotes pour le programme « formation, examen et accréditation » reposent sur l'examen des programmes de formation, effectué à l'aide de critères fondés sur la méthodologie appelée *approche systématique à la formation (ASF)*, et non sur les résultats obtenus par les candidats aux examens d'accréditation. Cependant, l'accréditation satisfaisante et continue de travailleurs est requise à toutes les centrales.

Objectif de rendement

Un nombre suffisant d'employés qualifiés pour effectuer les activités faisant l'objet du permis d'exploitation.

CONCEPTION ET ANALYSE

Le domaine de sûreté « conception et analyse » concerne les activités en cours pour confirmer que les systèmes d'une centrale nucléaire répondent de façon continue aux exigences de conception, tenant compte de l'information découlant de l'expérience d'exploitation, de l'analyse de sûreté et des réponses apportées aux questions de sûreté.

Le personnel de la CCSN évalue les documents ayant trait aux systèmes de la centrale et l'évaluation faite de leur rendement en période normale d'exploitation et lors de perturbations. Le personnel de la CCSN ouvre un *point à régler* à l'endroit du titulaire de permis si le rendement d'un système ne répond pas aux attentes ou si un nouveau mécanisme de défaillance ou de dégradation est détecté. Le titulaire de permis doit alors prendre des mesures correctives provisoires pour s'assurer de l'exploitation sûre du réacteur. Le personnel de la CCSN assure ensuite le suivi du *point à régler*, jusqu'à ce qu'il ait été réglé de manière satisfaisante et définitive.

Objectif de rendement

Une exploitation sûre des installations nucléaires de façon continue par l'identification et la résolution des problèmes de sûreté ayant trait à la conception et l'analyse.

Analyse de sûreté

L'analyse de la sûreté concerne la confirmation que la probabilité et les conséquences d'une gamme d'événements sont acceptables. Elle comprend aussi un examen intégré pour confirmer que la centrale est adéquate. Les résultats de l'analyse servent à définir des limites opérationnelles sûres.

Les titulaires de permis d'exploitation d'une centrale effectuent régulièrement des analyses de sûreté pour confirmer que les modifications à la conception de la centrale font que les conséquences potentielles d'accidents de dimensionnement se conforment toujours aux exigences de la CCSN. De plus, des études probabilistes de sûreté sont effectuées afin d'identifier et mieux contrôler tous les facteurs importants ayant une incidence sur le risque au public. Le personnel de la CCSN examine les analyses de la sûreté principalement pour confirmer qu'elles reposent sur des hypothèses raisonnablement prudentes, se fondent sur des modèles validés, ont une portée appropriée et révèlent des résultats acceptables.

Objectif de rendement

Une preuve à l'effet que les conséquences des accidents de référence sont acceptables, des systèmes de protection capables d'effectuer adéquatement le contrôle de la puissance, le refroidissement du combustible et le confinement de la radioactivité émanant du combustible sont disponibles, et la capacité de contrôler adéquatement les facteurs qui, selon l'étude probabiliste de sûreté, contribuent au risque est adéquate.

Questions de sûreté

Le programme « questions de sûreté » concerne l'identification et la résolution de préoccupations en matière de sûreté découlant de l'expérience d'exploitation, d'analyses, de travaux de recherche et de l'intégration de nouvelles connaissances ou exigences. Une préoccupation touchant la sûreté qui ne peut être réglée en se référant aux connaissances actuelles est appelée question de sûreté en suspens.

Le personnel de la CCSN a officiellement inscrit les questions de sûreté en suspens qui sont communes à plusieurs centrales et de nature complexe comme étant des dossiers génériques (DG). Les DG décrivent des sujets pour lesquels il existe des incertitudes quant aux connaissances servant de fondement à l'évaluation de sûreté ou pour lesquels des décisions de l'agence de réglementation doivent être confirmées. D'autres travaux ou de la recherche expérimentale sont requis pour déterminer avec plus d'exactitude l'effet global sur la sûreté des installations. Néanmoins, le personnel de la CCSN permet que l'exploitation de la centrale se poursuive parce que les DG concernent des cas où une marge de sûreté existe toujours. Les questions dont l'importance pour la sûreté est confirmée et immédiate sont examinées en priorité par des processus autres que celui des DG.

Objectif de rendement

Identification et résolution rapides des questions de sûreté découlant de l'expérience d'exploitation, d'analyses, de travaux de recherche et de l'intégration de nouvelles connaissances ou exigences.

Conception

La conception concerne le maintien des spécifications initiales de la centrale en fonction des normes modernes et des meilleures pratiques ou des correctifs apportés aux lacunes relevées antérieurement.

Le personnel de la CCSN examine la conception des centrales pour s'assurer que les titulaires de permis tiennent à jour une description documentée de l'équipement, incluant les exigences en matière de qualification et de classification de l'équipement. Il examine les programmes de modification de la conception et d'amélioration de la sûreté et les programmes qui ont des incidences sur la sûreté de l'exploitation de la centrale en général, comme la protection contre l'incendie.

Objectif de rendement

Des spécifications de la centrale à jour et conformes aux normes pertinentes.

APTITUDE FONCTIONNELLE DE L'ÉQUIPEMENT

L'aptitude fonctionnelle de l'équipement englobe les programmes qui ont une incidence sur l'état physique des structures, des systèmes et des composants (SSC) de la centrale.

Ce domaine de sûreté comprend les programmes « entretien », « intégrité structurale », « fiabilité » et « qualification de l'équipement ». Pour s'assurer que les SSC qui sont importants pour la sûreté dans les centrales nucléaires sont efficaces et le demeurent au fil du temps, les titulaires de permis doivent établir des programmes adéquats de *qualification environnementale* (QE) et intégrer les résultats des programmes d'inspection et de fiabilité dans leurs activités d'entretien.

Objectif de rendement

Une exploitation sûre des installations nucléaires de façon continue par l'identification et la résolution des problèmes de sûreté ayant trait aux structures, systèmes et composants.

Entretien

Les titulaires de permis doivent maintenir leurs SSC dans un état qui est conforme aux exigences de conception actuelles et aux résultats des analyses.

Les titulaires de permis doivent mettre en oeuvre un programme d'entretien comprenant une organisation, des outils et des procédures acceptables. Ils doivent également démontrer que d'autres programmes connexes concernant la fiabilité, la QE, la formation, la surveillance technique, l'approvisionnement et la planification soutiennent efficacement le programme « entretien ».

Objectif de rendement

Les structures, systèmes et composants dont le rendement peut avoir une incidence sur l'exploitation sûre et la sécurité demeurent disponibles, fiables et efficaces, conformément aux documents de conception de d'analyse.

Intégrité structurale

L'intégrité structurale concerne les inspections périodiques visant à confirmer que les équipements majeurs demeurent en bon état.

Le personnel de la CCSN exige que les titulaires de permis élaborent des stratégies pour gérer les problèmes d'intégrité structurale, y compris pour surveiller, évaluer et atténuer les problèmes et pour remplacer les composants dégradés, le cas échéant. Les titulaires de permis effectuent des inspections périodiques pour confirmer que demeurent en bon état les équipements majeurs du circuit caloporteur primaire et des systèmes de sûreté qui sont importants pour la santé et la sécurité des travailleurs et du public et la protection de l'environnement. Ces inspections portent surtout sur les *tubes de force* (TF), les *tuyaux d'alimentation* et les tubes des *générateurs de vapeur*.

Objectif de rendement

Les composants contribuant à l'intégrité structurale et importants pour la sûreté demeurent en bon état.

Fiabilité

Pour les systèmes susceptibles, en cas de défaillance, d'influer sur le risque d'un rejet de substances radioactives ou dangereuses, les titulaires de permis doivent instaurer un programme qui prévoit l'établissement d'objectifs de fiabilité, l'exécution d'évaluations, d'essais et de mesures de surveillance axés sur la fiabilité ainsi que la production de rapports.

Les examens des programmes « fiabilité » effectués par le personnel de la CCSN portent surtout sur :

- les modèles de fiabilité et la vérification des données,
- la disponibilité des systèmes de sûreté,
- le programme d'essais, et
- la production des rapports.

Objectif de rendement

Les systèmes importants pour la sûreté sont conformes à leurs spécifications en matière de conception et de rendement à un niveau de fiabilité acceptable et continuent de l'être tout au long de la vie des installations.

Qualification de l'équipement

La qualification de l'équipement concerne les exigences fonctionnelles et de rendement propres à chaque centrale et qui visent à assurer que les SSC peuvent fonctionner de manière sûre.

La *qualification environnementale* (QE) constitue une partie importante du programme « qualification de l'équipement ». Elle a pour objet de garantir que l'équipement peut remplir la fonction de sûreté pour laquelle il a été conçu au fil du temps et lorsque exposé à des conditions environnementales extrêmes causées par des accidents de référence. Pour être jugés efficaces, les programmes de QE doivent respecter un certain nombre de critères d'acceptation élaborés par le personnel de la CCSN. Les titulaires de permis doivent :

- posséder un programme documenté de QE et avoir mis en place des processus connexes,
- s'assurer que les processus et les procédures de QE respectent les normes reconnues du secteur nucléaire,
- installer (ou remplacer) l'équipement requis et disposer de preuves à l'effet qu'il est capable de remplir la fonction de sûreté pour laquelle il a été conçu,
- avoir à la centrale tous les documents relatifs à la QE,
- mettre au point un programme pour évaluer, en période normale d'exploitation, la dégradation et les défaillances de l'équipement répondant aux exigences de QE,
- veiller à ce que les processus de QE soient conformes au programme d'assurance de la qualité de la centrale, et
- apprendre au personnel de conduite et d'entretien les principes et les processus de QE.

Le contrôle de la chimie de l'eau et la protection contre l'incendie sont d'autres sujets évalués dans le cadre du programme « qualification de l'équipement ».

Objectif de rendement

Des systèmes de sûreté, systèmes liés à la sûreté, équipements, composants, barrières de protection et structures capables de remplir leur fonction de sûreté lorsqu'exposés à des conditions ambiantes suite à des accidents de dimensionnement.

PRÉPARATION AUX SITUATIONS D'URGENCE

La préparation aux situations d'urgence concerne le plan des mesures d'urgence global et le programme de préparation aux situations d'urgence, ainsi que les résultats de tous les exercices de simulation d'urgence.

Pour pouvoir réagir efficacement en cas d'urgence, les titulaires de permis doivent disposer d'un plan des mesures d'urgence global, comprenant un programme de préparation aux situations d'urgence et ils doivent également s'assurer que leur personnel est capable d'intervenir adéquatement par des exercices simulant des cas d'urgence. Pour juger de la capacité d'un titulaire de permis à cet égard, le personnel de la CCSN évalue son plan des mesures d'urgence et son programme de préparation aux situations d'urgence, de même que les résultats des exercices simulant des cas d'urgence. L'évaluation du plan donne une idée de l'efficacité de la stratégie d'intervention. L'examen du programme de préparation aux situations d'urgence permet de vérifier que tous les éléments du plan d'intervention sont en place et dans un état approprié. Enfin, en évaluant le personnel dans le cadre d'une simulation d'un accident nucléaire, on peut déterminer leur capacité d'intervention.

Objectif de rendement

Des mesures de contingence appropriées en matière de préparation aux situations d'urgence et de capacité d'intervention qui permettraient, de façon durable, de protéger adéquatement l'environnement et de préserver la santé et de la sécurité des Canadiens en cas d'urgence.

PROTECTION ENVIRONNEMENTALE

La protection de l'environnement concerne les programmes servant à repérer, contrôler et surveiller tous les rejets de substances radioactives ou dangereuses des centrales. Ce domaine de sûreté comprend la surveillance des effluents et de l'environnement, les données sur les rejets et les rejets non planifiés.

Selon les règlements de la CCSN, chaque titulaire de permis doit prendre toutes les précautions raisonnables pour protéger l'environnement et préserver la santé et la sécurité des personnes, incluant contrôler le rejet de substances radioactives ou dangereuses. Le personnel de la CCSN vérifie que les titulaires de permis disposent de programmes pour repérer, contrôler et surveiller tous les rejets de substances radioactives ou dangereuses provenant de leurs centrales. Les examens du rendement dans le domaine « protection de l'environnement » effectués par le personnel de la CCSN portent notamment sur les éléments suivants :

- les doses de rayonnement reçues par la population,
- les données sur les rejets,
- la surveillance des effluents et de l'environnement, et
- les rejets non planifiés.

Objectif de rendement

La protection de l'environnement ainsi que la santé et la sécurité des personnes en prenant toutes les précautions raisonnables, incluant l'identification, le contrôle et la surveillance des rejets de substances radioactives et dangereuses à l'environnement.

RADIOPROTECTION

La radioprotection concerne le programme mis en place pour protéger les personnes se trouvant à l'intérieur d'une installation nucléaire contre toute exposition inutile au rayonnement ionisant.

Le *Règlement sur la radioprotection* précise les limites de dose de rayonnement pour les travailleurs susceptibles d'être exposés à des matières radioactives. Ce règlement stipule également que les titulaires de permis doivent établir un programme « radioprotection » incluant une partie dédiée à maintenir l'exposition au rayonnement au niveau le plus faible qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre (principe ALARA) par l'entremise d'un certain nombre de mesures de contrôle dont :

- le contrôle par la direction des pratiques de travail, des qualifications et de la formation du personnel,
- le contrôle de l'exposition au rayonnement,
- la planification pour faire face aux situations d'urgence, et
- la mesure de la quantité et de la concentration de toute relâche de substances nucléaires occasionnées par des activités autorisées.

Objectif de rendement

Une protection adéquate de la santé et sécurité des personnes à l'intérieur des installations contre le rayonnement ionisant.

SÉCURITÉ DES SITES

La sécurité des sites concerne le programme requis pour appliquer et soutenir les exigences de sécurité énoncées dans le *Règlement sur la sécurité nucléaire* et toute ordonnance spécifique à un site.

Pour assurer la conformité par rapport aux exigences, le personnel de la CCSN évalue, chez les titulaires de permis, les éléments suivants :

- le service des gardes de sécurité des sites, y compris les fonctions, les responsabilités et la formation des gardes,
- la force d'intervention en cas d'urgence nucléaire, y compris l'équipement, la formation et le déploiement,
- les dispositions prises avec les forces d'intervention hors site et la mise à l'essai des plans d'intervention,
- les procédures suivies pour évaluer les atteintes possibles à la sécurité et y réagir, et
- le matériel et les logiciels des systèmes de surveillance de la sécurité, d'évaluation, de détection, de communication et de contrôle d'accès.

Les titulaires de permis doivent disposer en tout temps d'un nombre suffisant de gardes de sécurité qualifiés et bien équipés. Leurs sites doivent être surveillés en permanence, et les titulaires de permis doivent prendre les mesures appropriées en cas d'atteinte à la sécurité. De plus, bien que le règlement ne le stipule pas directement, le personnel de la CCSN s'attend à ce que tous les titulaires de permis procèdent à des exercices conjoints de sécurité avec leurs forces d'intervention hors site.

Objectif de rendement

Un programme de protections physiques procurant la sécurité requise pour les installations et leur exploitation.

GARANTIES

Le mandat réglementaire de la CCSN consiste notamment à veiller à ce que les titulaires de permis se conforment aux mesures qui découlent des obligations internationales du Canada en tant que signataire du Traité sur la non-prolifération des armes nucléaires. À ce titre, le Canada a conclu avec l'*Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA)* un accord sur les *garanties* et convenu d'un protocole connexe. Ces ententes établissent que l'AIEA a le droit et la responsabilité de vérifier si le Canada s'acquitte de ses engagements en ce qui concerne l'utilisation pacifique de l'énergie nucléaire.

La CCSN fournit, au moyen de la Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires, de ses règlements d'application et des conditions de permis, un mécanisme par lequel l'AIEA peut appliquer l'accord sur les *garanties*. Les conditions régissant l'application des *garanties* sont prévues dans le permis d'exploitation de centrale nucléaire. Pour s'y conformer, le titulaire de permis doit :

- produire en temps opportun des rapports précis sur les activités dans ce domaine de même que sur l'emplacement des matières radioactives et leurs déplacements,
- établir des mesures d'application des *garanties* et des services connexes, et
- élaborer des processus et procédures d'exploitation appropriés et les mettre en œuvre adéquatement.

Objectif de rendement

Un bilan annuel positif de la part de l'AIEA au chapitre des garanties en s'assurant de remplir les obligations internationales pertinentes.

ANNEXE B - SYSTÈME DE COTATION

Des cotes sont attribuées pour la conception du programme ainsi que pour le rendement de sa mise en oeuvre dans chaque domaine de sûreté, ainsi que pour chacun des programmes compris dans un domaine de sûreté donné.

A - Supérieur aux exigences
Une cote « A » est attribuée lorsque les domaines et programmes évalués respectent ou dépassent constamment les exigences et les attentes de la CCSN en matière de rendement. Le rendement est stable ou s'améliore. Les problèmes qui se posent sont réglés rapidement afin qu'ils ne constituent pas un risque inacceptable pour la préservation de la santé et de la sécurité des personnes, pour la protection de l'environnement, pour le maintien de la sécurité ou pour le respect des obligations internationales du Canada.
B - Répond aux exigences
Une cote « B » est attribuée lorsque les domaines ou programmes évalués respectent la lettre ou les objectifs 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 ou à l'exécution des programmes, mais l'écart ne constitue pas un risque inacceptable pour la préservation de la santé et de la sécurité des personnes, pour la protection de l'environnement, pour le maintien de la sécurité ou pour le respect des obligations internationales du Canada. En d'autres termes, on constate une certaine baisse par rapport aux exigences et aux attentes à l'égard de la conception et de l'exécution des programmes, mais on estime que les problèmes relevés posent seulement un risque faible quant au respect des exigences réglementaires et des attentes de la CCSN en matière de rendement.
C – Inférieur aux exigences
Une cote « C » est attribuée lorsque le rendement s'affaiblit et qu'il est inférieur aux attentes, ou encore que les domaines et les programmes évalués ne respectent pas la lettre ou les objectifs des exigences de la CCSN, au point qu'il existe un risque modéré que les programmes ne permettront pas de répondre aux attentes relatives à la préservation de la santé et de la sécurité des personnes, à la protection de l'environnement, au maintien de la sécurité ou au respect des obligations internationales du Canada. Même si, à court terme, le risque de ne pas respecter les exigences réglementaires demeure faible, des améliorations doivent toutefois être apportées sur le plan du rendement ou des programmes pour que les lacunes relevées soient corrigées. Le titulaire (ou le demandeur) de permis prend les mesures voulues ou les a prises.
D – Très inférieur aux exigences
Une cote « D » est attribuée lorsque les domaines ou programmes évalués sont nettement inférieurs aux exigences, ou encore que l'on constate un rendement faible continu, à un tel point que des programmes complets sont compromis. Si des mesures correctives ne sont pas prises, il est fort probable que les lacunes relevées entraîneront un risque inacceptable pour la préservation de la santé et de la sécurité des personnes, pour la protection de l'environnement, pour le maintien de la sécurité ou pour le respect des obligations internationales du Canada. Le titulaire (ou le demandeur) de permis ne règle pas les problèmes de façon efficace. Il n'a pas pris les mesures compensatoires nécessaires ou présenté un autre plan d'action.
E – Inacceptable
Une cote « E » est attribuée lorsqu'un domaine ou programme évalué manifeste clairement une absence de maîtrise, une insuffisance totale, une défaillance ou une perte de contrôle. Il est hautement probable que les problèmes relevés entraîneront un risque inacceptable pour la préservation de la santé et de la sécurité des personnes, pour la protection de l'environnement, pour le maintien de la sécurité ou pour le respect des obligations internationales du Canada. La CCSN sera intervenue ou interviendra, par exemple en rendant un ordre ou une ordonnance ou en prenant une mesure restrictive à l'égard du permis pour redresser la situation.

ANNEXE C - GLOSSAIRE

Ces termes sont en italique lorsqu'ils sont utilisés dans le texte :

Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA)

Organisme des Nations Unies qui établit et administre des *garanties* pour veiller à ce que les États respectent leurs engagements d'utiliser l'énergie nucléaire à des fins pacifiques. L'AIEA fournit aussi une tribune internationale pour la coopération scientifique et technique dans le domaine de la sûreté nucléaire.

Analyse des causes fondamentales

Analyse objective, structurée, systématique et exhaustive visant à déterminer les raisons intrinsèques d'une situation ou d'un événement en tenant compte de l'importance de l'événement sur le plan de la sûreté.

Approche systématique à la formation

Évolution logique depuis la définition des besoins en formation et des compétences nécessaires pour effectuer un travail jusqu'à l'élaboration et à la mise en oeuvre du programme de formation permettant d'acquérir ces compétences, ainsi qu'à l'évaluation subséquente de ce programme de formation.

Baisse contrôlée de puissance

Système conçu pour réduire automatiquement la puissance du réacteur à un taux lent en cas de problème. Le système de *baisse contrôlée de puissance* (BCP) fait partie du système de régulation du réacteur.

Commission

Personne morale établie aux termes de la *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires*, composée d'au plus sept membres nommés par le gouverneur en conseil, qui a pour mission de :

- réglementer le développement, la production et l'utilisation de l'énergie nucléaire, ainsi que la production, la possession, l'utilisation et le transport des substances nucléaires;
- réglementer la production, la possession et l'utilisation de l'équipement réglementé et des renseignements réglementés;
- mettre en oeuvre des mesures de contrôle international du développement, de la production, du transport et de l'utilisation de l'énergie et des substances nucléaires, notamment celles qui portent sur la non-prolifération des armes nucléaires et engins explosifs nucléaires;
- informer le public, sur les plans scientifique, technique ou en ce qui concerne la réglementation du domaine de l'énergie nucléaire, sur les activités de la CCSN et sur leurs conséquences pour la santé et la sécurité des personnes et pour l'environnement.

Défaillance grave de système fonctionnel

Défaillance d'un système fonctionnel, d'un composant ou d'une structure :

- a) qui provoque une défaillance systématique du combustible ou produit un rejet important d'une centrale nucléaire, ou
- b) qui pourrait provoquer une défaillance systématique du combustible ou produire un rejet important si aucun des *systèmes spéciaux de sûreté* n'entre en fonction.

Document aux commissaires (CMD)

Document préparé par le personnel de la CCSN, les promoteurs et les intervenants pour les fins d'une audience ou d'une réunion de la *Commission*. Chaque CMD se voit attribuer un numéro d'identification particulier.

État d'arrêt garanti (EAG)

Méthode qui vise à assurer la mise à l'arrêt du réacteur. Elle comprend l'ajout au modérateur d'un absorbeur de neutrons, qui les retire donc de la réaction en chaîne de fission, ou l'évacuation du modérateur du réacteur.

Fermeture temporaire

Configuration spéciale de la centrale qui permet d'éviter que ses systèmes et composants ne se dégradent pendant une période d'arrêt prolongé.

Garanties

Un système d'inspections et autres activités de vérification internationales effectuées par le personnel de l'*Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA)* afin d'évaluer, sur une base annuelle, le niveau de conformité du Canada par rapport à ses obligations en vertu des accords relatifs aux *garanties* entre le Gouvernement du Canada et l'AIEA. Dans le cas du Canada, le but est de permettre à l'AIEA de fournir, au Canada et à la communauté internationale, une preuve crédible que tout le matériel nucléaire déclaré est utilisé à des fins pacifiques et qu'il n'existe pas au pays d'activités ou de matières nucléaires non déclarées.

Générateur de vapeur

Échangeur de chaleur qui transfère la chaleur de l'eau lourde (caloporteur) à l'eau ordinaire. L'eau ordinaire bout et produit ainsi de la vapeur qui actionne la turbine. Les tubes du *générateur de vapeur* séparent le caloporteur du réacteur du reste du système de production d'énergie électrique.

Inspection de type I

Un audit ou une évaluation effectué par le personnel de la CCSN des programmes, processus et pratiques des titulaires de permis.

Inspection de type II

Une inspection de l'équipement ou de systèmes ou une évaluation des pratiques d'exploitation effectuée par le personnel de la CCSN et comprenant des vérifications de type point par point et des rondes en chantier axées sur les résultats ou le rendement des programmes, processus et pratiques des titulaires de permis. Les observations provenant de ces inspections jouent un rôle important dans la détermination des aspects pour lesquels il pourrait être requis d'effectuer une *inspection de type I* afin d'identifier les problèmes systémiques des programmes, processus et pratiques.

Limite opérationnelle dérivée

Limite qu'impose la CCSN à l'égard du rejet de substances radioactives par une installation nucléaire autorisée de manière à donner une assurance raisonnable que la limite de dose réglementaire ne sera pas dépassée.

Points à régler

Système de suivi numéroté qu'utilise le personnel de la CCSN pour contrôler les questions ou problèmes exigeant l'attention des titulaires de permis.

Qualification environnementale (QE)

Programme qui établit un ensemble intégré et exhaustif d'exigences qui donnent l'assurance que l'équipement essentiel peut fonctionner selon les critères établis même dans des conditions ambiantes difficiles et qu'il peut maintenir cette capacité durant toute la durée de vie de la centrale.

Rapport de sûreté

Un *rapport de sûreté*, tel que décrit dans la norme d'application de la réglementation S-99 « Rapports à soumettre par les exploitants de centrale nucléaire », comprend une descriptions des systèmes, structures et composants d'une centrale incluant leurs conditions de fonctionnement normal et de conception. Il inclut un rapport de l'analyse finale de sûreté démontrant la pertinence de la conception de l'installation nucléaire.

Recul rapide de puissance

Système conçu pour réduire automatiquement la puissance du réacteur à un taux rapide en cas de problème. Le système de *recul rapide de puissance* (RRP) fait partie du système de régulation du réacteur.

Système spécial de sûreté

Le système d'arrêt d'urgence no 1, le système d'arrêt d'urgence no 2, le système de confinement ou le système de refroidissement d'urgence du coeur d'une centrale nucléaire.

Tube de calandre

Tube qui traverse la calandre et sépare les *tubes de force* du modérateur. Chaque *tube de calandre* entoure un *tube de force*.

Tube de force

Tube qui, traversant la calandre, renferme 12 ou 13 grappes de combustible. De l'eau lourde sous pression circule dans ce tube et refroidit le combustible.

Tuyau d'alimentation

Le réacteur contient plusieurs centaines de canaux de combustible. Des *tuyaux d'alimentation*, placés à chaque extrémité des canaux de combustible, permettent d'amener l'eau lourde (caloporteur) dans les canaux de combustible aux *générateurs de vapeur*.

ANNEXE D - SIGLES

Ces sigles sont également définis dans le texte lorsqu'ils sont utilisés pour la première fois.

ACA	analyse coûts-avantages
AHD	accident hors dimensionnement
AIEA	<i>Agence internationale de l'énergie atomique</i>
ALARA	au niveau le plus bas qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre
AQ	assurance de la qualité
ASDR	aire de stockage des déchets radioactifs
ASF	<i>approche systématique à la formation</i>
BEAU	analyse des prévisions les plus probables et incertitudes
CER	collecteur d'entrée du réacteur
CCP	circuit caloporteur primaire
CCSN	<i>Commission canadienne de sûreté nucléaire</i>
CFCRV	combustible avec un faible coefficient de réactivité dû au vide
CMD	<i>Document aux commissaires</i>
COG	Groupe des propriétaires de réacteurs CANDU
CSA	Association canadienne de normalisation
DG	dossier générique
ÉACL	Énergie atomique du Canada limitée
ÉAG	<i>état d'arrêt garanti</i>
EE	évaluation environnementale
EIEC	essais intégrés des effets chimiques
EIS	examen intégré de sûreté
ÉNNB	Énergie nucléaire Nouveau-Brunswick
ÉPR	étude probabiliste des risques
ÉPRBA	évaluation probabiliste des risques à Bruce-A
EPS	étude probabiliste de sûreté
ÉRBB	étude des risques à Bruce-B
GPERCA	grosse perte de caloporteur
IR	indice de rendement
IST	ensemble d'outils normalisés de l'industrie
LCE	ligne de conduite pour l'exploitation
LES	limites d'exploitation sûre
LOD	<i>limite opérationnelle dérivée</i>
LSRN	Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires
OPG	Ontario Power Generation
OSC	opérateur de salle de commande
PERCA	perte de caloporteur
PERCARM	perte de caloporteur rupture majeure
PERR	perte de régulation
PIP	programme d'inspections périodiques
PSN	système de protection contre les surpuissances neutroniques
PTS	phosphate de trisodium

QE	<i>qualification environnementale</i>
QSA	quantification des séquences d'accidents
RFS	rapport des faits saillants
RUC	refroidissement d'urgence du cœur
RUCHP	refroidissement d'urgence du cœur haute pression
SAU	système d'arrêt d'urgence
SCP	salle de commande principale
SSC	structures, systèmes et composants
TBG	taux de blessures global
TC	<i>tube de calandre</i>
TF	<i>tube de force</i>
TGA	taux de gravité des accidents

ANNEXE E - FAITS SAILLANTS AUX CENTRALES NUCLÉAIRES ET LES ACTIVITÉS DE SUIVI

Les descriptions de faits saillants sont regroupées par site et présentées en ordre chronologique. La majorité de l'information provient de *documents aux commissaires* (CMD) intitulés rapports de faits saillants (RFS). Dans le cas des derniers événements qui ont été rapportés oralement à la *Commission*, l'information est tirée des transcriptions des réunions de la *Commission*.

E.1 Rapports des faits saillants à BRUCE-A

Aucun RFS n'a été produit à Bruce-A en 2006.

E.2 Rapports des faits saillants à BRUCE-B

E.2.1 Présence de contamination sur du matériel provenant de la tranche 8 à Bruce-B (CMD 06-M58)

E.2.1.1 Description initiale (CMD 06-M58)

À 7 h 00, le 19 octobre 2006, la centrale nucléaire Millstone a informé Bruce Power que de la contamination avait été décelée sur du matériel ayant été expédié conformément à un permis de transfert inconditionnel. Quinze boîtes de matériel ont été reçues à la centrale nucléaire Millstone et 7 articles contenus dans ces boîtes étaient contaminés. L'activité détectée sur les articles contaminés contenus dans cette cargaison totalisait approximativement 125nCi.

E.2.1.2 Suivi (CMD 06-M58)

Bruce Power avait vérifié ce matériel avant qu'il ne quitte le site à l'aide de moniteurs de rayonnement (seuil de détection de 10 μ Ci). La contamination a été trouvée à l'intérieur de la pièce d'équipement créant ainsi un écran empêchant les moniteurs de rayonnement de la détecter. Les articles étant contenus dans des boîtes qui n'ont pas été ouvertes pendant le transport, aucune contamination n'a été répandue dans des aires publics ou de la centrale et aucun risque externe pour les personnes dans les environs n'en a résulté. Bruce Power a révisé ses procédures et insisté auprès de son personnel sur l'importance d'y adhérer. Le personnel de la CCSN juge que les mesures correctives prises sont satisfaisantes et qu'elles vont diminuer la probabilité que de tels événements se reproduisent.

E.2.2 Déclenchement imprévu du système d'arrêt d'urgence no 2 de la tranche 7 à Bruce-B (CMD 06-M33.C)

E.2.2.1 Description initiale (CMD 06-M33.C)

Le 13 juin 2006, alors que la puissance du réacteur était à 30% de la pleine puissance, un déclenchement du SAU2 de la tranche 7 à Bruce-B s'est produit dû à une faible différence de pression d'un côté à l'autre du cœur (c.-à-d., faible différence de pression entre le collecteur d'entrée et le collecteur de sortie du réacteur).

Cet événement s'est produit tout de suite après que les opérateurs, ayant décelé des signes d'une fuite des joints d'étanchéité, aient arrêté la pompe P4 du circuit caloporteur primaire en suivant une procédure qui avait déjà été utilisée à maintes reprises sans problème. Ce déclenchement imprévu semble avoir été causé par une diminution au fil du temps de la différence de pression d'un côté à l'autre du cœur due au fluage circonférentiel des *tubes de force* et à l'encrassement des tubes des *générateurs de vapeur*. Les manœuvres visant à changer l'ordre des grappes de combustible dans le cœur ont pu aussi avoir contribué à cet événement puisqu'une grappe avait été retirée de chacun des canaux, réduisant davantage la baisse de pression.

E.2.2.2 Suivi initial (CMD 06-M33.C)

Cet événement n'a pas entraîné de conséquences puisque le SAU2 a fonctionné comme prévu et selon la conception et le refroidissement du combustible a été maintenu en tout temps.

La tranche 7 a depuis été redémarrée. Bruce Power continue de faire enquête sur cet événement afin de s'assurer que ses causes sont bien comprises. Le personnel de la CCSN va surveiller le déroulement de cette enquête et étudier les conséquences potentielles sur les autres réacteurs.

E.2.2.3 Suivi additionnel

Bruce Power a effectué une *analyse des causes fondamentales* et a joint un plan de mesures correctives à son rapport B-2006-03895-A0 soumis conformément à la norme S-99. Les mesures préventives provisoires ont été complétées et les travaux pour mettre en œuvre les mesures correctives à plus long terme sont en cours. Le personnel de la CCSN juge que le plan de mesures correctives et le progrès réalisé jusqu'à maintenant sont satisfaisants.

E.3 Rapports des faits saillants à DARLINGTON

E.3.1 Travailleur blessé lors de l'arrêt de la tranche 3

E.3.1.1 Description initiale (CMD 06-M28.B)

À approximativement 16 h 00 le 4 mai 2006, dans le cadre de l'arrêt de la tranche 3, un mécanicien à l'emploi d'OPG a subi une blessure pendant qu'il effectuait un travail nécessaire à la vérification d'un clapet du système de refroidissement d'urgence du cœur (RUC) Il devait se servir d'une clef à chocs pour enlever les boulons du clapet du système RUC. Pendant la manœuvre de déboulonnage, la poignée de la clef a été projetée vers le haut et a écrasé la main du travailleur entre la clef et un tuyau de la barrière de sécurité à proximité. Comme résultats, le travailleur a perdu une partie de l'auriculaire de la main droite jusqu'à la deuxième jointure et l'annulaire a été écrasé. Le travailleur a été transporté immédiatement à l'hôpital de Bowmanville.

E.3.1.2 Suivi (CMD 06-M28.B)

OPG a effectué une enquête approfondie de l'événement. Le personnel de la CCSN est satisfait des mesures prises afin de prévenir des blessures semblables dans le futur.

E.4 Rapports des faits saillants à PICKERING-A

E.4.1. Arrêt forcé aux centrales nucléaires à tranches multiples Pickering-A et Pickering-B

E.4.1.1 Description initiale (CMD 07-M4.A)

Le 21 décembre 2006, la tranche 6 à Pickering-B a été mise à l'arrêt après qu'OPG eu découvert des impuretés dans le système d'eau d'alimentation des *générateurs de vapeur*. Cette eau doit être de l'eau déminéralisée pure afin de prévenir la détérioration à long terme des tubes des *générateurs de vapeur*. Le 6 janvier 2007, la tranche 8 a été mise à l'arrêt suite aux problèmes de chimie au niveau des *générateurs de vapeur*. En plus des arrêts forcés des tranches 6 et 8, les conséquences de ce problème sur le reste de la centrale ont retardé le redémarrage de la tranche 7 (qui venait de compléter un arrêt planifié) de sorte que, entre le 6 et le 16 janvier, la tranche 5 était la seule qui fonctionnait à Pickering-B.

Une condition des permis d'exploitation des centrales à Pickering stipule que la permission de la CCSN doit être obtenue pour poursuivre les opérations pour plus de quatre jours lorsqu'une seule tranche de la centrale est en service. Dans cette configuration (une tranche en service seulement), une pompe haute pression du système de refroidissement d'urgence du cœur (RUC) doit fonctionner continuellement et être alimentée par une génératrice de secours dédiée à cette fin. Le personnel de la CCSN a approuvé la poursuite des opérations aux centrales Pickering-A et Pickering-B avec une

pompe haute pression du système RUC en fonction et alimentée par une génératrice de secours jusqu'à ce qu'une deuxième tranche puisse être redémarrée.

L'enquête menée par OPG a permis de déterminer que la cause des problèmes de chimie aux *générateurs de vapeur* était la présence de résine dans le système d'alimentation en eau déminéralisée. La fuite de résine était due à un bris d'équipement du poste de traitement de l'eau de la centrale qui alimente le système d'eau déminéralisée. La désintégration de la résine à hautes températures, tel celles que l'on retrouve dans les *générateurs de vapeur*, entraîne la présence de quantités importantes de sulfates qui, à long terme, peuvent être dommageables pour les tubes. Pour ces raisons, OPG a entrepris un nettoyage à fond du système d'alimentation d'eau aux *générateurs de vapeur*, incluant le collecteur et les réservoirs d'eau déminéralisée et le système d'eau d'alimentation des tranches touchées par la contamination en résines. OPG effectue aussi une enquête afin de s'assurer que les causes de cet événement sont bien comprises et qu'un tel événement ne se reproduira pas.

Bien que l'événement ait entraîné des rejets de résines dans le lac, les conséquences sur l'environnement étaient inférieures aux niveaux nécessitant d'en aviser la CCSN. (Cependant, OPG a avisé le ministère de l'Environnement de l'Ontario.) Le personnel de la CCSN juge qu'OPG a pris des mesures correctives adéquates pour s'assurer que les centrales puissent continuer à fonctionner de manière sûre pendant la durée de l'événement et qu'il n'y a pas eu de conséquences adverses à la sécurité du personnel d'OPG et du public ou à l'environnement.

E.4.1.2 Suivi (CMD 07-M4.A)

Après que le titulaire de permis aura soumis les rapports additionnels et les résultats de l'*analyse des causes fondamentales*, le personnel de la CCSN va examiner et évaluer les mesures correctives à long terme proposées afin de s'assurer que les centrales puissent continuer à fonctionner de manière sûre et de prévenir qu'un tel événement ne se reproduise.

E.5 Rapports des faits saillants à PICKERING-B

E.5.1 Arrêt forcé aux centrales nucléaires à tranches multiples Pickering-A et Pickering-B

Pour plus de détails concernant cet arrêt forcé, voir les sections E.4.1.1 et E.4.1.2.

E.6 Rapports des faits saillants à GENTILLY 2

E.6.1 Mise en oeuvre du plan des mesures d'urgence à Gentilly-2 (CMD 06-M16.A)

E.6.1.1 Description initiale (CMD 06-M16.A)

Le titulaire de permis a rapporté que le 22 mars 2006, à approximativement 11 h 30, une défaillance du procédé de transfert du combustible extrait du réacteur a entraîné un rejet radioactif à l'intérieur du bâtiment réacteur. Le titulaire de permis a mis en oeuvre son plan des mesures d'urgence et fait évacuer le bâtiment réacteur. Le personnel d'Hydro-Québec a réglé l'incident et a annoncé qu'il était terminé peu de temps après, à 11 h 55.

Les données initiales révèlent qu'aucun travailleur n'a été exposé de façon importante et qu'il n'y a pas eu de rejets hors site dépassant les limites réglementaires suite à cet incident. Le personnel de la CCSN au site a surveillé les actions d'Hydro-Québec et conclu que cette dernière a réagi de manière efficace et pris toutes les mesures raisonnables pour protéger la santé et la sécurité des personnes et l'environnement.

E.6.1.2 Suivi (CMD 06-M16.A)

Les mesures correctives qu'Hydro-Québec a incluses dans son rapport détaillé d'événement comprennent des modifications aux procédures pertinentes et un changement à la fréquence des essais de la configuration du système de ventilation. La surveillance de l'exécution de ces mesures correctives se poursuit.

E.6.2 Alerte centrale à Gentilly-2 (CMD 06-M43.A)

E.6.2.1 Description initiale (CMD 06-M43.A)

Vers 16 h 00, le 18 juillet 2006, le personnel de la *Commission* canadienne de sûreté nucléaire a été informé de la décision d'Hydro-Québec d'activer le plan des mesures d'urgence de la centrale Gentilly-2, situé à Bécancour (Québec).

Le titulaire de permis a déclaré qu'une fuite de vapeur avait été découverte dans le bâtiment turbine suite à l'entrée d'alarmes en salle de commande ainsi qu'une baisse de puissance électrique. Conformément à ses procédures, le titulaire de permis a déclenché le réacteur et la turbine, puis activé son plan des mesures d'urgence et déclaré une alerte centrale. Les bâtiments d'exploitation ont été évacués et un recensement a déterminé qu'aucun membre du personnel n'était manquant. Par la suite, l'alerte centrale a été réduite à une alerte sectorielle qui a été terminée un peu plus tard en soirée. On a confirmé plus tard que la fuite de vapeur provenait de vannes du système de vapeur d'étanchéité qui se sont ouvertes à cause d'un appoint excessif de vapeur provenant des *générateurs de vapeur*. Ceci a entraîné une fuite de vapeur imprévue dans le bâtiment turbine. Suite à des vérifications, le personnel de Gentilly-2 a jugé que le redémarrage de la centrale pouvait être effectué de manière sûre. Le réacteur était revenu à sa pleine puissance le samedi 22 juillet.

Le combustible est demeuré refroidi tout au long de l'événement. Il n'y a eu aucun blessé et aucun rejet radioactif suite à cet événement. Le personnel de la CCSN a surveillé la réaction d'Hydro-Québec et conclu que cette dernière a réagi de manière efficace et pris toutes les mesures nécessaires pour protéger la santé et la sécurité des personnes et l'environnement.

E.6.2.2 Suivi (CMD 06-M43.A)

Hydro-Québec a soumis le rapport détaillé d'événement. Le personnel de la CCSN attend les résultats d'une *analyse des causes fondamentales* de l'événement.

E.6.3 Alerte centrale à Gentilly-2 (CMD 06-M53.A)

E.6.3.1 Description initiale (CMD 06-M53.A)

Le 23 novembre 2006, le personnel de la *Commission* canadienne de sûreté nucléaire a été informé de la décision d'Hydro-Québec de déclarer une alerte sectorielle au bâtiment réacteur, alerte qui a débuté vers 10 h 05.

L'alerte a été déclarée après que de l'eau lourde tritiée ait été envoyée par erreur dans une conduite de ventilation lors de manœuvres de séchage d'un réservoir. Il y avait quatre personnes dans le bâtiment réacteur lors de l'événement, et de ce nombre, trois ont reçu de faibles doses dues au tritium (1 à 3 millirem). L'alerte sectorielle a été terminée vers 10 h 52 et l'eau lourde a été récupérée.

Le personnel de la CCSN a surveillé la réaction d'Hydro-Québec et conclu que cette dernière a pris toutes les mesures nécessaires pour protéger la santé et la sécurité des personnes et l'environnement. Le personnel de la CCSN va continuer de surveiller l'examen de l'événement fait par le titulaire de permis et vérifier la mise en œuvre de toute mesure corrective nécessaire.

Puisque la fuite est petite (de 1 à 2 litres) et qu'elle a eu lieu à l'intérieur de l'espace de confinement, le personnel de la CCSN juge que cet événement est mineur. La décision de produire ce rapport a été prise uniquement parce que cet événement a fait l'objet des nouvelles pendant quelques jours. L'événement en question ne répond à aucun des autres critères nécessitant la préparation d'un rapport des faits saillants.

E.6.3.2 Suivi (CMD 06-M53.A)

Un rapport d'événement détaillé a été préparé et il inclut quatre mesures correctives. Afin de prévenir une répétition d'un tel événement, l'une des mesures correctives demande de vérifier s'il est possible de sécher le réservoir sans utiliser le système de ventilation.

E.7 Rapports des faits saillants à POINT LEPREAU

Aucun RFS n'a été produit à Point Lepreau en 2006.

ANNEXE F - DOSSIERS GÉNÉRIQUES

Les questions de sûreté concernent l'identification et la résolution des questions découlant des travaux de recherche, de l'intégration de nouvelles connaissances, de l'analyse des risques ou des stratégies d'atténuation en cas d'accidents. Une préoccupation relative à la sûreté et qui ne peut être réglée en se référant aux connaissances actuelles est appelée question de sûreté en suspens. Pour chacune des questions de sûreté en suspens qui sont communes à plusieurs centrales et de nature complexe, le personnel de la *Commission* canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) a officiellement ouvert un dossier appelé DG. D'autres travaux, comprenant à l'occasion de la recherche expérimentale, sont requis pour déterminer avec plus d'exactitude l'effet global d'un DG sur la sûreté des installations. Afin de s'assurer que les attentes de la CCSN propres à chaque DG sont claires, le personnel de la CCSN a élaboré des énoncés de position qui comprennent des critères de fermeture et un délai prévu à cet égard.

Néanmoins, le personnel de la CCSN estime qu'il est possible de poursuivre l'exploitation de la centrale, car la plupart des DG se rapportent à des situations où les marges de sûreté existent toujours mais pourraient se dégrader. Les questions où l'importance pour la sûreté est confirmée et immédiate sont examinées en priorité par d'autres moyens.

Ce qui suit décrit les progrès réalisés en 2006 pour chacun des DG.

DG 88G02 - Comportement de l'hydrogène dans les centrales nucléaires CANDU

Les pertes de caloporteur (PERCA) peuvent entraîner des émanations importantes d'H₂ dans l'enceinte de confinement. La radiolyse de l'eau dans le circuit caloporteur primaire en raison des champs de rayonnement provenant du combustible intact dans le cœur est reconnue comme la source principale d'hydrogène. La radiolyse de l'eau qui s'accumule dans l'enceinte de confinement en raison de la présence de radionucléides provenant de grappes de combustible endommagées peut aussi entraîner la production d'une quantité appréciable d'hydrogène (à long terme). Aussi, dans certains scénarios de PERCA où le fonctionnement du système de refroidissement du cœur (RUC) ne peut être crédité, on s'attend à ce que l'oxydation par la vapeur de la gaine du combustible surchauffée produise à court terme des émanations considérables d'H₂. Il a été démontré que les émanations d'H₂ les plus importantes génèrent à long terme des mélanges de gaz inflammables et potentiellement explosifs dans des compartiments du confinement en entier tandis que les émanations d'H₂ à court terme peuvent avoir des incidences locales semblables dans certaines zones des compartiments touchés. Des études de sensibilité portant sur les débits de circulation de vapeur dans le cœur après dépressurisation ont indiqué une progression des émanations d'H₂ et de radionucléides dans les canaux de combustible où le débit est inférieur à 100 g/s, avec une pointe autour de 10 à 20 g/s.

À moins qu'il ne soit possible de prendre des mesures appropriées d'atténuation, une question importante sur le plan de la sûreté est la menace que représentent les grandes forces engendrées par la combustion et potentiellement, l'explosion de l'hydrogène, à

l'intégrité des systèmes de confinement et aux structures, systèmes et composants (SSC) à l'intérieur de l'enceinte de confinement qui sont nécessaires ou crédités suite à un accident. Une autre question importante sur le plan de la sûreté est l'incertitude de l'efficacité de l'enceinte de confinement et du rendement de ses SSC nécessaires/crédités suite à un accident, que crée une *qualification environnementale* inadéquate face à des conditions ambiantes difficiles, radiologiques ou dues à la présence possible de feux. L'atténuation des émanations d'hydrogène à long terme est également requise pour que la gestion des accidents graves soit viable.

Ces questions de sûreté seront maintenant résolues en se conformant aux exigences des normes d'application de la réglementation S-337 et S-310 qui, suivant une approche conforme aux pratiques internationales, définissent les exigences en matière de sûreté que le système de confinement doit remplir lors d'accidents de dimensionnement (ADD) et hors dimensionnement (AHD), et la méthode à suivre pour effectuer l'analyse de sûreté connexe. L'application de ces normes va de plus permettre d'analyser les accidents hors dimensionnement de façon uniforme dans les cas de tranches étant remises à neuf et celles approchant la fin de leur vie utile.

DG 91G01 - Efficacité des filtres après un accident

Lors de certains accidents hypothétiques, la dépressurisation de l'enceinte de confinement peut être requise pour réduire le risque de rejet non contrôlé de substances radioactives. Les titulaires de permis doivent démontrer que les filtres qui seraient utilisés peuvent accomplir leur fonction tel que conçus et que les activités relatives aux essais et à l'entretien de ces filtres sont adéquates. Ce dossier couvrait les filtres du système d'urgence de décharge et de filtration de l'air et ceux d'autres systèmes qui sont crédités dans les analyses de la sûreté.

Ce DG a été fermé pour les centrales d'Hydro-Québec (Gentilly-2), d'OPG (Pickering-A et Pickering-B, Darlington), et de Bruce Power (Bruce-A et Bruce-B) au cours des années précédentes. En 2006, se fondant sur un nombre d'activités, incluant l'élaboration d'une procédure additionnelle de ventilation suite à un accident ainsi que des analyses détaillées démontrant que la combustion d'hydrogène à l'intérieur du système de filtration est exclue, le personnel de la CCSN a fermé le DG 91G01 pour la centrale Point Lepreau d'ÉNNB.

DG 94G02 - Incidence des conditions des grappes de combustible sur la sûreté du réacteur

Il a été observé que l'état de certaines grappes de combustible irradiées dans les réacteurs CANDU diffère de l'état prévu ou tenu pour acquis dans la documentation sur la conception, l'exploitation et l'analyse de sûreté. Les grappes de combustible en cause montrent des signes de dégradation plus importante que prévue, comme la fissuration des plaques d'extrémité, l'usure des coussins d'espacement, le flambage des éléments, l'usure de la gaine, l'usure des patins de support, la déformation de la gaine, la disparition

de la couche CANLUB, l'oxydation du combustible défectueux et le rejet de produits de fission.

La détérioration des grappes de combustible dépend du réacteur, des canaux de combustible, de la conception et de la fabrication du combustible, ainsi que des conditions d'exploitation. Les conséquences de la détérioration des grappes sur la sûreté du réacteur ne sont pas toutes connues, en partie à cause des limites des méthodes d'analyse de sûreté. Comme les modèles théoriques n'ont pas permis d'établir une corrélation adéquate entre ces facteurs et l'état du combustible, des inspections du combustible et des TF sont nécessaires. Il est aussi nécessaire d'effectuer des évaluations intégrées de l'information provenant d'inspections, d'examen, de la recherche et d'analyses de sûreté. Bien que des inspections du combustible ont déjà été effectuées et les résultats acheminés à la CCSN, les titulaires de permis n'avaient pas en place un processus formel pour s'assurer que l'état du combustible et des canaux de combustible était connu et qu'on en tenait compte.

Par conséquent, les titulaires de permis ont été obligés à :

- mettre en œuvre un plan d'action ayant pour but d'éliminer la détérioration excessive du combustible et des canaux de combustible dans les canaux où les effets acoustiques sont les plus importants, et
- mettre en œuvre une méthode efficace, formelle et systématique d'intégration de la conception du combustible, des inspections et examens du combustible et des canaux de combustible, de la recherche, de l'expérience d'exploitation et de l'analyse de sûreté.

Ce DG a été fermé pour OPG et Bruce Power en 2001 et 2002 respectivement. Se fondant sur l'information décrivant les méthodes adoptées à Point Lepreau et les résultats de l'évaluation du rendement du combustible effectuée par la CCSN, le DG 94 G02 a été fermé en 2006 pour ÉNNB. Le personnel de la CCSN examine présentement une demande d'Hydro-Québec pour fermer ce DG.

DG 95G01 - Interaction entre le combustible en fusion et le modérateur

Un blocage grave de la circulation dans un canal de combustible, ou une rupture par stagnation d'un *tuyau d'alimentation* d'entrée, pourrait potentiellement causer la fusion du combustible, une rupture de canal et l'éjection de combustible en fusion dans le modérateur. L'interaction entre le combustible en fusion et le modérateur pourrait potentiellement endommager les tubes guides des barres d'arrêt et empêcher le SAU1 de fonctionner correctement. Cela pourrait également endommager d'autres canaux de combustible, ou la cuve de la calandre elle-même.

Il existe depuis longue date une divergence d'opinions entre le personnel de la CCSN et les titulaires de permis et leurs consultants respectifs concernant la gravité d'une interaction entre le combustible en fusion et le modérateur. En 2000, les titulaires de permis ont amorcé un programme expérimental en vue d'éliminer cette inquiétude en matière de sûreté. Un groupe de trois experts indépendants spécialistes de l'interaction combustible/fluide de

refroidissement a été mis sur pied dans le but d'examiner le programme expérimental et les critères de résolution proposés par l'industrie. Le personnel de la CCSN et l'industrie ont accepté les recommandations de ce groupe d'experts. Le personnel de la CCSN a aussi accepté les critères de fermeture et l'échéancier du programme expérimental proposés par l'industrie.

Des problèmes et des difficultés d'ordre technique liés à l'approbation de la classification des installations d'essai ont entraîné certains délais de la mise en œuvre du programme expérimental. Le premier des quatre essais prévus a été effectué avec succès en décembre 2004. À la fin de 2006, trois essais d'injection de matière en fusion, une de 5 kg et deux de 25 kg, avaient été complétés. L'industrie évalue présentement les résultats de ces essais afin de déterminer si des essais additionnels ou des changements au plan global sont requis.

L'expérience acquise lors de ces essais a révélé que le temps requis pour effectuer les analyses des données après l'essai est plus long que prévu. L'échéance pour fermer ce DG a été reportée à juin 2008.

DG 95G02 - Défaillance de *tubes de force* entraînant une perte de modérateur

La notion de défaillances simple et double requiert des analyses d'événements causés par la défaillance de systèmes de procédé, de même que des analyses d'événements initiateurs couplés à la défaillance de l'un des *systèmes spéciaux de sûreté*. Pour le scénario hypothétique d'une PERCA accompagnée d'une perte du système RUC, le système du modérateur a été crédité dans l'analyse comme une source froide. On fait l'hypothèse que le transfert de chaleur vers le modérateur s'effectuera par le biais d'un contact des TF avec les *tubes de calandre* (TC) suite à une déformation des TF causée par une surchauffe. Ce mode de transfert de chaleur a été accepté par le personnel de la CCSN, étant donné que le modérateur a été considéré indépendant des événements initiateurs hypothétiques et des défaillances du RUC.

Dans les cas de défaillances doubles résultant de la rupture d'un TF et la perte d'injection du RUC, les expériences ont laissé supposer que le modérateur ne pourrait pas être disponible pour refroidir les canaux de combustible. La raison est que des défaillances de TF peuvent entraîner l'éjection des embouts et ainsi occasionner le drainage du modérateur. Si tel était le cas, un événement combinant une rupture d'un TF et la perte d'injection du RUC pourrait donner lieu à des dommages graves dans un grand nombre de canaux, avec des conséquences dépassant celles prévues dans le *rapport de sûreté*.

Afin de pouvoir fermer ce DG, on a demandé aux titulaires de permis de fournir des propositions de plans d'action, y compris des modifications possibles à la conception, qui auraient pour effet d'atténuer ou, à tout le moins, de réduire considérablement les conséquences d'un tel événement. Pour donner suite à ce DG, l'industrie a présenté des critères d'évaluation pour le choix de mesures correctives réalisables, incluant une méthode tenant compte des coûts et des avantages. Par la suite, le personnel de la CCSN a modifié son énoncé de position afin de faire référence à la politique de la CCSN relative au recours à des arguments coûts-avantages, et de modifier les critères de fermeture et

l'échéancier d'achèvement des travaux afin de tenir compte des discussions récentes entre eux et les représentants de l'industrie.

Plus récemment, l'industrie a présenté les plans d'action visant à réduire le risque potentiel lié à cet événement hypothétique, et a demandé de fermer ce DG. Le personnel de la CCSN a donné son accord de principe aux mesures prises pour atténuer les conséquences potentielles de cet événement, et à ce que la mise en œuvre des modifications d'envergure à la conception pour diminuer la probabilité de l'événement soit effectuée pendant la remise à neuf des centrales et le remplacement des canaux de combustible.

Afin d'éliminer les inquiétudes soulevées dans ce DG, ÉNNB a étudié, dans le cadre de la remise à neuf de la centrale, la possibilité de remplacer les TC actuels par des TC sans joint plus résistants. Cependant, les résultats d'essais d'homologation de la conception ont révélé que les améliorations du rendement anticipées par l'adoption des TC sans joints ne pouvaient pas être obtenues sans modifier la conception des joints roulés entre le *tube de force* et la gaine des *tubes de calandre*. Se fondant sur une étude plus détaillée de la fréquence de dommages importants au cœur dus à la rupture d'un *tube de force* (présentement à l'étude), ÉNNB a présenté une position voulant que des modifications techniques de la conception ne seraient pas justifiées.

L'examen de cette question par le personnel de la CCSN est donc en cours. On a demandé à d'autres titulaires de permis d'étudier les conséquences de ces développements sur leurs installations.

DG 95G04 - Incertitude relative à la réactivité positive due au vide– Traitement dans l'analyse des grosses PERCA

L'exactitude des calculs de l'effet du vide sur la réactivité est une question importante sur le plan de la sûreté dans les analyses d'accidents de référence mettant en cause des vides dans les canaux, particulièrement dans le cas des PERCA occasionnées par une rupture majeure (PERCARM). En 1995, le personnel de la CCSN a soulevé certaines préoccupations concernant le bien-fondé des preuves disponibles à l'appui des prévisions les plus probables concernant l'effet du vide sur la réactivité, et a par la suite demandé à tous les titulaires de permis de mettre en œuvre un programme expérimental adéquat afin d'améliorer les analyses de sûreté connexes, et de prendre des mesures provisoires adéquates.

En 2001, le Groupe des propriétaires de réacteurs CANDU a publié un rapport sur l'évaluation des erreurs relatives à l'effet du vide sur la réactivité dans les réacteurs CANDU. Ce rapport résumait les résultats du programme global de l'industrie mis en œuvre pour traiter le DG 95G04. On a conclu que le nouvel ensemble d'outils normalisés de l'industrie (IST), comportant une série de programmes informatiques sur la physique du réacteur, surestime l'effet du vide sur la réactivité du combustible CANDU, si on le compare aux mesures obtenues à l'aide du réacteur de recherche ZED-2. Pour compenser ces erreurs, le rapport recommandait que des valeurs spécifiques propres à chaque type de

combustible soient appliquées aux calculs de l'effet du vide sur la réactivité effectués par des programmes de physique du réacteur de l'IST dans des conditions d'exploitation de CANDU pour tous les niveaux d'appauvrissement du combustible. Cette valeur recommandée pour tenir compte de la surestimation de l'effet du vide sur la réactivité a été créditée dans les récentes analyses de sûreté des PERCARM effectuées avec la nouvelle série de programmes de physique du réacteur de l'IST.

L'acceptabilité de l'estimation des incertitudes dans la prévision de l'effet du vide sur la réactivité, contenue dans les programmes de physique du réacteur de l'IST pour différentes conditions d'exploitation des réacteurs CANDU, a également été abordée dans une évaluation effectuée par un groupe d'étude indépendant établi à l'initiative de l'industrie. Le rapport du groupe a été terminé et publié en janvier 2003. L'industrie a pris des dispositions en réponse aux recommandations qui ont été faites et a proposé des activités de recherche et développement additionnelles. La majorité de ces activités ont été complétées en 2004, et en décembre 2004, tous les titulaires de permis ont demandé que ce DG soit fermé. Les observations et les conclusions du personnel de la CCSN suite à son examen préliminaire ont été discutées avec les titulaires de permis au cours d'une réunion technique tenue en mai 2006. Le personnel de la CCSN a indiqué prévoir terminer son examen et présenter formellement sa position en 2007.

DG 95G05 - Prévision de la température du modérateur

Lors de certaines GPERCA, l'intégrité des canaux de combustible dépend de la capacité du modérateur à agir comme source froide ultime. À mesure que les canaux chauffent, les *tubes de force* gonflent et entrent en contact avec les TC. Les canaux de combustible demeurent intacts lors du contact si le modérateur à l'extérieur des TC est suffisamment froid pour assurer un bon transfert de la chaleur. Cependant, une défaillance des canaux peut se produire si la température du modérateur est trop élevée pour éviter l'assèchement de l'extérieur des TC suite au contact à l'intérieur avec les *tubes de force*.

Le personnel de la CCSN a demandé que le programme informatique utilisé pour calculer la répartition de la température du modérateur soit validé par comparaison à des données expérimentales en trois dimensions (3-D) représentatives des conditions d'un réacteur. Un essai 3-D a été complété en décembre 2001 à la satisfaction du personnel de la CCSN et la validation du programme informatique MODTURC-CLAS a été effectuée en comparaison aux essais partiels et aux résultats de l'essai intégral en 3-D. Ce travail a été effectué par une équipe du secteur nucléaire composée de représentants de toutes les compagnies canadiennes d'électricité. L'équipe a présenté les résultats finaux de la validation du programme informatique à la CCSN en 2005 et une demande de fermer ce DG.

Le personnel de la CCSN a élaboré un plan pour examiner en détails l'information présentée par l'industrie, et identifier des critères permettant d'accepter ou rejeter la demande de fermeture de ce DG. L'examen a débuté en 2006 et, tenant compte de la grande quantité d'information reçue dont 17 rapports d'évaluation différents, devrait se poursuivre jusqu'à la fin de 2007

DG 98G02 - Validation des programmes informatiques servant aux analyses de sûreté des centrales nucléaires

Le personnel de la CCSN a évalué antérieurement les programmes informatiques des titulaires de permis ainsi que leurs méthodes d'analyse de sûreté et identifié plusieurs pratiques inadéquates au chapitre de la validation des programmes informatiques. Certains exemples de mauvaises pratiques sont notamment l'absence de méthode de gestion pour la validation des programmes informatiques, la piètre qualité de la documentation de la validation, l'applicabilité limitée de la validation à cause de la portée restreinte des conditions dans les expériences de validation comparativement à l'analyse du réacteur, et l'évaluation inadéquate des incidences du détartrage dimensionnel et de certains phénomènes importants, parce qu'il n'existe aucune donnée de validation adéquate. Le personnel de la CCSN a conclu que ces pratiques inadéquates ont miné la confiance globale envers les résultats des analyses de sûreté.

L'industrie a répondu positivement à ce DG en établissant une méthode de contrôle de la qualité visant à améliorer la validation des programmes informatiques, et en atteignant un niveau global de validation des données de départ pour un ensemble spécifique de programmes informatiques importants utilisés dans les analyses de sûreté. Ces efforts, une fois validés par l'entremise d'évaluations et d'audits des programmes pertinents des titulaires de permis effectués par le personnel de la CCSN, sont considérés suffisants pour justifier la fermeture de ce DG. Il a été fermé pour Bruce Power, OPG et ÉNNB en 2005. Se fondant sur les résultats satisfaisants de l'évaluation effectuée par le personnel de la CCSN à Hydro-Québec en 2005, ce DG a été fermé pour Hydro-Québec en 2006.

DG 99G01 - Assurance de la qualité des analyses de sûreté

La CCSN s'attend à ce que la conduite des opérations par les titulaires de permis de centrales nucléaires soit effectuée conformément à un programme d'assurance de la qualité (AQ). Ce programme comprend des exigences relatives à différentes activités liées à la sûreté, y compris les analyses de sûreté. L'acceptabilité de l'information liée à la sûreté établie par les analyses de sûreté dépend du degré de prudence observé dans les analyses. Elle repose également sur la crédibilité des outils et activités d'analyse (comme les programmes informatiques, les méthodes et les données utilisées). Les titulaires de permis doivent effectuer leurs analyses de sûreté d'une façon systématique, selon les principes de l'assurance de la qualité afin qu'on accorde une confiance appropriée aux fondements du permis et aux limites d'exploitation sûre pour chaque centrale.

Le personnel de la CCSN s'était rendu compte d'un nombre grandissant de cas de mauvaises pratiques relatives aux analyses de sûreté chez les titulaires de permis de centrales nucléaires dues à des mesures d'AQ inadéquates. Ces mauvaises pratiques ont été identifiées lors d'audits et d'évaluations. L'ouverture de ce DG en 1999 découlait de la conclusion du personnel de la CCSN à l'effet que les lacunes de l'AQ des analyses de sûreté minaient la confiance globale envers les résultats de l'analyse de sûreté.

L'industrie a réagi en élaborant, selon les principes de l'AQ, un encadrement et des procédures pour les analyses de sûreté et en prenant des mesures visant à satisfaire tous les critères de fermeture pertinents. Ce DG a été fermé précédemment pour Bruce Power.

Les résultats d'un audit d'OPG étaient aussi satisfaisants. Se fondant sur les résultats satisfaisants de son examen du nouveau programme d'AQ, le personnel de la CCSN a fermé ce DG pour OPG en 2006.

Les résultats d'un audit d'ÉNNB étaient satisfaisants, mais la fermeture de ce DG dépend de la compatibilité entre les procédures nouvellement établies et le programme global d'AQ qu'ÉNNB est à élaborer.

Dans le cas d'Hydro-Québec, l'audit effectué en 2005 à ce chapitre a donné des résultats satisfaisants et la fermeture de ce DG devrait se faire bientôt.

DG 99G02 – Remplacement des programmes relatifs à la physique du réacteur utilisés pour les analyses de sûreté des réacteurs CANDU

Les titulaires de permis utilisent des méthodes et des programmes informatiques relatifs à la physique du réacteur pour appuyer la conception des aspects nucléaires, l'exploitation et la conformité par rapport aux limites d'exploitation sûre. Les exigences relatives à l'exactitude et à la validation de ces méthodes et de ces programmes sont rigoureuses à cause du rôle qu'elles ont à jouer dans la confirmation de l'exploitation sûre. Des données expérimentales récentes, ainsi que des examens de programmes informatiques clés ont permis d'identifier plusieurs lacunes. Ces lacunes sont liées à des prévisions inexactes de paramètres clés dans des conditions d'accidents, à l'absence de validation adéquate et à un écart considérable entre les méthodes et programmes des titulaires de permis et l'état actuel des connaissances dans ce domaine. Ces lacunes ont miné la confiance globale envers les résultats des analyses de physique du réacteur, particulièrement en ce qui a trait aux analyses pour lesquelles les marges de sûreté sont faibles.

Dans le cadre de ce DG, les titulaires de permis doivent mettre sur pied un programme structuré de remplacement des programmes informatiques de physique du réacteur. En février 2001, un projet de l'industrie ayant pour but d'analyser des pointes de puissance à la suite d'une GPERCA avec le nouvel ensemble de programmes de physique du réacteur a permis de prévoir des conséquences plus graves que celles qu'on retrouve dans les autres documents présentés antérieurement à l'appui d'une demande de permis. Pour atténuer les effets potentiels de cette situation, les titulaires de permis ont mis en place des limites d'exploitation plus restrictives, comme une limite relative à l'inclinaison du flux, des limites relatives à la pureté du modérateur et du caloporteur, et une limite relative à la charge de poison dans le modérateur pour compenser une augmentation des pointes de puissance prévue. Suite à l'imposition de ces restrictions, les titulaires de permis ont continué de mettre en oeuvre leurs programmes en vue de remplacer les programmes informatiques de physique du réacteur.

Le rapport d'un groupe d'experts indépendants (voir DG 95G04) portait sur la pertinence des incertitudes estimées des paramètres clés prévues par les programmes. Deux titulaires de permis (Bruce Power et OPG) ont terminé un ensemble d'activités préétabli et déclaré que le nouvel ensemble d'outils normalisés relatif à la physique du réacteur était en service pour les futures analyses d'accident. Le nouvel ensemble d'outils normalisés a été utilisé pour effectuer des analyses de la sûreté à l'égard du permis et pour la mise en service dans le cadre du redémarrage des tranches 3 et 4 à Bruce-A. La validation d'un second ensemble de programmes a été complétée en 2004 et Bruce Power et OPG ont demandé de fermer ce DG. Les observations et les conclusions faites par le personnel de la CCSN suite à leur examen préliminaire ont été discutées avec tous les titulaires de permis lors d'une réunion technique tenue en mai 2006. Le personnel de la CCSN a indiqué prévoir terminer son examen et présenter formellement sa position en 2007.

DG 00G01—Création de vides dans les canaux durant une grosse PERCA

Le personnel de la CCSN est préoccupé par le fait que les programmes informatiques utilisés pour la prévision des transitoires de surpuissance des réacteurs CANDU ayant un coefficient de réactivité dû au vide du caloporteur positif n'ont pas été validés adéquatement. Une exigence de ce DG est que les titulaires de permis effectuent des mesures directes de la fraction de vide, qu'ils fournissent une évaluation de la mise à l'échelle des résultats pour les phénomènes prévus dans le réacteur, qu'ils effectuent des exercices de validation en utilisant ces données et qu'ils réalisent une étude d'impact sur les marges de sûreté.

Les essais comprenant des mesures de la fraction de vide ont été complétés dans l'installation RD-14M d'Énergie atomique du Canada limitée (EACL) et les rapports sur l'analyse des données ont été présentés à la CCSN. L'industrie a fourni des renseignements au sujet des exercices de validation des programmes informatiques et sur l'évaluation de la mise à l'échelle.

Après avoir examiné les renseignements fournis par l'industrie, le personnel de la CCSN a demandé à chaque titulaire de permis de présenter un plan pour répondre aux questions non réglées suivantes:

- effectuer les travaux d'analyse à l'échelle afin de documenter la justification d'effectuer des simulations à l'échelle d'une GPERCA en se servant de l'installation RD-14M, et démontrer la pertinence, dans le cas d'un vrai réacteur, des mesures des conditions de vide dans les canaux prises lors de ces expériences,

- fournir des estimations de l'incertitude de la fraction de vide des canaux, prévue par le système de programmes informatiques simulant les conditions thermohydrauliques, pendant la phase où des vides se produisent plus rapidement suite à une GPERCA en utilisant les résultats des simulations et des données expérimentales sur les variations des conditions de vide obtenues lors des essais effectués à l'aide de l'installation RD-M14 qui simulaient des PERCA dues à une rupture majeure,

confirmer que ce système de programmes informatiques, lorsque utilisé pour simuler les conditions de vide suite à une PERCA occasionnée par une rupture majeure, l'est de la même façon qu'au cours des exercices de validation (toute déviation dans l'utilisation d'un programme informatique pour des fins d'analyse de la sûreté doit être documentée, expliquée et justifiée), et

effectuer des calculs de sensibilité pour vérifier l'effet de l'incertitude associée aux conditions de vide prévues par le programme informatique sur des paramètres clés pour la sûreté (p. ex., la température la plus élevée des gaines et au centre des grappes de combustible) durant les premiers stades de dépressurisation suite à une PERCA occasionnée par une rupture majeure.

Une réunion a eu lieu en avril 2006 afin de discuter du progrès réalisé par l'industrie à effectuer l'évaluation de la mise à l'échelle. En juin 2006, l'industrie a présenté les résultats d'une évaluation des effets de la mise à l'échelle des essais de PERCARM sur l'installation RD-M14 et qui portaient sur la variation des conditions de vide dans les canaux pendant la pointe de puissance. Le personnel de la CCSN examine présentement ces résultats. Une réunion a eu lieu en décembre 2006 afin de discuter de l'état des autres questions qui restent à ce DG. Des discussions se poursuivent entre le personnel de la CCSN et de l'industrie afin de régler les questions en suspens.

DG 01G01 - Mise à niveau du logiciel de gestion et de surveillance du combustible

Ce DG a été ouvert à la suite de la fermeture du DG 95G03. Il s'applique seulement à Bruce Power et OPG.

La conformité par rapport aux limites de sûreté de la physique du réacteur, lesquelles définissent les limites d'exploitation sûre, comme les limites de puissance de canal et de grappe, est fondée sur des analyses réalisées à l'aide d'un programme informatique de gestion du combustible. Un examen approfondi récent et plus rigoureux de l'exactitude des méthodes, des critères d'acceptation, des hypothèses et des résultats des analyses de sûreté pour divers accidents de référence a mené à des restrictions importantes concernant les paramètres d'exploitation, y compris les puissances de canal et de grappe, et l'introduction des paramètres de physique additionnels aux fins de la conformité, comme la réactivité de réarrangement des grappes du combustible et la marge minimale de la contrainte axiale. Ainsi, l'importance de la conformité par rapport aux limites de la physique du réacteur liées à la sûreté s'est accrue. Cela a rendu nécessaire l'élaboration d'un modèle analytique amélioré, validé pour un plus grand éventail d'applications et de conditions, de même que l'établissement de tolérances de conformité mieux définies et de procédures plus uniformes.

Pour fermer ce DG, on a demandé aux titulaires de permis de mettre en oeuvre un programme structuré de surveillance du coeur du réacteur qui prévoit une mise à niveau du logiciel de gestion du combustible, ainsi que la validation et la qualification de la méthode de conformité concernant les erreurs.

Bruce Power et OPG ont présenté des plans et échéanciers de travail détaillés, ainsi que des rapports d'étape semestriels. Les travaux sont divisés en deux grandes phases. La phase I porte sur les améliorations de modélisation au programme informatique SORO, et la phase II porte sur l'estimation des tolérances d'erreurs.

Une étape importante a été franchie en décembre 2003 par la mise en service de la première version améliorée du programme informatique WIMS-IST-SORO. Des progrès importants ont été réalisés en 2005 lorsque des travaux servant à valider la version WIMS-SORO en comparaison à des mesures de flux dans un réacteur CANDU 6 ont été achevés. Le personnel de la CCSN surveille de près les progrès réalisés dans le cadre de ce DG. Les observations et les conclusions faites par le personnel de la CCSN suite à leur examen préliminaire ont été discutées avec tous les titulaires de permis au cours d'une réunion technique tenue en mai 2006. Le personnel de la CCSN a indiqué prévoir terminer son examen et présenter formellement sa position en 2007.

DG 06G01 – Dépôts dans les crépines du système RUC

Les résultats préliminaires de la recherche effectuée aux États-Unis dans le cadre du programme d'essais intégrés des effets chimiques (EIEC) ont soulevé des inquiétudes quant à la formation de dépôts sur les crépines du système de RUC. Un nouveau DG, 06G01 « *Dépôts dans les crépines du système RUC* » a été ouvert en 2006 afin de clarifier les conséquences des résultats de cette recherche pour les réacteurs CANDU.

Lors d'une PERCA hypothétique, une quantité importante de matériel isolant fait de fibre et de particules serait détachée. On prévoit qu'une bonne partie de ces débris serait entraînée vers le puisard du bâtiment du réacteur avec le caloporteur qui fuit par la brèche. Lorsque le système RUC fonctionne en mode recirculation, l'eau du puisard est récupérée, refroidie et retournée vers le réacteur afin de refroidir le cœur. Les crépines du système RUC sont installées dans le puisard et protègent le circuit de recirculation en empêchant les débris d'entrer dans le système RUC. Par conséquent, une couche de débris s'accumule sur la surface des crépines. Les crépines sont conçues de sorte que leur surface soit suffisamment grande pour que cette couche n'entrave pas la circulation.

Le programme des EIEC examine les conséquences des réactions chimiques dans le puisard du bâtiment du réacteur suite à une PERCA et les conséquences possibles sur les crépines du système RUC pendant la phase recirculation. Dans certains des essais du programme des EIEC, on a découvert un dépôt gélatineux sur des échantillons de fibres prélevés dans le puisard. On s'inquiète que de tels dépôts chimiques pourraient mener à un blocage partiel de la crépine rendant ainsi le système RUC partiellement indisponible en mode recirculation.

L'industrie a été informée des inquiétudes du personnel de la CCSN à ce sujet et a immédiatement établi un programme de recherche parrainé par le Groupe des propriétaires de réacteurs CANDU afin de trouver une solution. Afin de faire un suivi de cette question, le personnel de la CCSN a ouvert le DG 06G01. Jusqu'à maintenant, les titulaires de permis ont soumis des informations procurant une certaine confiance que les conditions chimiques qui prévalent aux réacteurs CANDU ne présentent pas les

particularités qui ont laissé croire à la possibilité de dépôts nuisibles lors des essais du programme des EIEC. Plus précisément, l'étude a démontré que l'addition de phosphate de trisodium (PTS) à l'eau lors des essais du programme des EIEC entraînait une accélération de la corrosion de l'aluminium et la formation de dépôts. Le PTS n'est pas utilisé aux centrales CANDU pour augmenter le pH dans le puisard après une PERCA. Le personnel de la CCSN a accepté les conclusions de cette étude.

Cependant, les titulaires de permis ne pouvaient complètement exclure que des effets chimiques puissent se produire dans les conditions qui prévalent dans les puisards des centrales CANDU. Par conséquent, un programme expérimental a été établi afin d'acquérir les connaissances manquantes. Le personnel de la CCSN a été consulté au sujet du plan et des méthodes d'essais et on a tenu compte de leur point de vue. Il est prévu que le programme sera complété en 2007. Les premiers résultats sont encourageants.

Les progrès réalisés par l'industrie pour apporter les réponses aux questions de ce DG ont été excellents. Le programme de recherche a été mis sur pied rapidement et les travaux progressent selon l'horaire prévu.