

Réponses aux questions découlant de l'examen par les pairs du troisième rapport national du Canada pour la Convention sur la sûreté nucléaire

© Ministre des Travaux publics et Services gouvernementaux Canada 2005
Numéro de catalogue CC172-27/2005F
ISBN 0-662-79609-8

Publié par la Commission canadienne de sûreté nucléaire
Numéro de catalogue de la CCSN INFO-0750-1

Ce document accompagne le Rapport national du Canada pour la Convention sur la sûreté nucléaire –
Troisième rapport
Numéro de catalogue CC172-18/2004F
ISBN 0-662-77317-9
Numéro de catalogue de la CCSN INFO-0750

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

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

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

	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
					<p>contamination et la formation bande orange.</p> <p><u>iii) Formation en compétences administratives et non techniques</u> – comprend une variété de cours dont certains portent sur la <i>Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires</i> et ses règlements d'application, les audits, le rôle du vérificateur principal, les enquêtes juridiques, les analyses des causes fondamentales, la gestion de projet, la communication des risques, les relations avec les médias, la communication dans le cadre des audiences de la Commission et les entrevues.</p> <p><u>iv) Perfectionnement personnel</u> – englobe une vaste gamme de sujets. Le contenu est établi en fonction des commentaires du personnel et de notre connaissance des enjeux organisationnels qui se manifestent. Ce volet a déjà compris des cours sur les sujets suivants : la conciliation travail-vie personnelle, la gestion du stress, la gestion de la corbeille d'arrivée, la tenue d'affaires ainsi que les questions de santé des hommes et des femmes. La série comprend également une activité ciblée de promotion de la santé. En 2004-2005, cette activité a pris la forme d'un programme de marche. On prévoit tenir l'an prochain une foire sur le bien-être.</p> <p>La formation sur le tas n'est pas un programme structuré pour le moment. La CCSN a élaboré des guides et aides-mémoire pour certains domaines relevant de la Direction générale des opérations. Ces documents, en plus de garantir des approches cohérentes, sont des outils inestimables dans le transfert des connaissances dans le cadre de la formation sur le tas. Les stagiaires constituent l'exception dans la formation sur le tas. Ils participent à six affectations de trois mois pendant lesquels ils doivent atteindre des objectifs de travail spécifiques. Dans leur progression vers ces objectifs, ils sont encadrés par des experts qui leur enseignent sur le tas.</p> <p>La réalisation des initiatives actuelles concernant les processus d'inspection et la gestion de projet exige la constitution d'équipes comprenant des inspecteurs et des spécialistes. Cette façon de procéder facilite considérablement le perfectionnement des employés en leur offrant des expériences de travail dans le milieu dynamique qu'offre une centrale nucléaire. Les membres de l'équipe peuvent également fournir un encadrement au personnel subalterne et l'évaluer.</p> <p><i>Système de qualification</i> – comme l'indique la réponse à la partie (a) de la question, les candidats doivent satisfaire à des normes de scolarité et d'expérience avant d'être accueillis par la CCSN. Le personnel technique doit satisfaire à des exigences avant de recevoir une carte d'inspecteur ou de travailleur du secteur nucléaire. Il peut y satisfaire grâce à un agencement de formation et d'expérience qui sont confirmées par le directeur avant la délivrance de la carte.</p>

	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
37	Royaume-Uni	Article 8	3.8.1	<p>Ce paragraphe mentionne que la CCSN compte environ 500 employés, ce qui représente un forte hausse par rapport à l'effectif déclaré dans le rapport de 2002, soit 450. De plus, le rapport de 2002 présente un organigramme sans toutefois indiquer le nombre d'employés dans chaque section.</p> <p>(i) Où sont affectés les 50 employés additionnels? (ii) Parmi les 500 employés, combien sont des ingénieurs et des scientifiques? (iii) Combien de personnes effectuent les inspections aux sites? (iv) Combien d'employés sont affectés aux évaluations ou au soutien techniques?</p>	<p>i) Entre le 1^{er} janvier 2002 et le 31 décembre 2004, l'effectif est passé de 497 à 565. En général, l'augmentation s'est concentrée dans les postes d'employés et de gestionnaires de la Direction générale des opérations. Pendant cette période, la plupart des postes ont été créés dans les secteurs du génie et des sciences.</p> <p>ii) Selon le dernier décompte (31 décembre 2004), 322 des 565 postes sont dans les secteurs des sciences et du génie. (La CCSN ne peut pas indiquer quels employés sont des ingénieurs professionnels et des scientifiques appartenant à des associations professionnelles et elle n'est pas tenue de le faire).</p> <p>iii) En tout, 210 employés détiennent une carte d'inspecteur et ils réalisent donc des inspections dans les centrales nucléaires et les autres installations.</p> <p>iv) La CCSN compte 258 postes dont les titulaires exécutent des évaluations qu'on considère de nature technique. Ces postes peuvent également être ceux mentionnés en réponse à la question précédente puisque plusieurs employés préposés aux évaluations techniques possèdent également une carte d'inspecteur et effectuent des inspections.</p>
38	Royaume-Uni	Article 11	2.4.3	<p>La section 2.4.3 semble indiquer que le programme de stages est une réussite.</p> <p>Pouvez-vous nous dire combien de stagiaires la CCSN accueillera chaque année et combien pourront demeurer à l'emploi de la CCSN après avoir complété leur programme?</p>	<p>La CCSN accueille chaque année 6 ingénieurs ou scientifiques selon ses besoins annuels actuels. À la fin du programme, tous les stagiaires peuvent demeurer à la CCSN.</p>
ARTICLE 10 : PRIORITÉ À LA SÛRETÉ - CULTURE DE SÛRETÉ					
Méthode d'examen de l'organisation et de la gestion					
39	République de Corée	Article 10	3.10.2, p.23	<p>1. Dans le premier paragraphe de la section 3.10.2 (p. 27), on mentionne que la méthode d'examen de l'organisation et de la gestion est une approche objective et systématique. De quelle façon garantissez-vous l'objectivité?</p> <p>2. Dans le deuxième paragraphe, on mentionne que le rendement est évalué au moyen d'une comparaison entre,</p>	<p>1. La méthode d'examen de l'organisation et de la gestion garantit l'objectivité grâce à des principes de cueillette de données scientifiques, à des outils de mesure et à des techniques d'analyse. (Voir l'annexe 10 pour un complément d'information). Les membres des équipes d'évaluation sont formés à l'utilisation des techniques et méthodes de cueillette de données, et les analyses sont réalisées par des experts.</p> <p>2. La CCSN a déterminé 17 comportements organisationnels ayant une incidence sur le rendement en matière de sûreté d'une installation (Pour plus de détails, voir l'annexe 10). En général, il n'est pas nécessaire de les évaluer tous afin d'obtenir une idée précise de la</p>

	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
				d'une part , les comportements organisationnels découlant des hypothèses sur lesquelles repose l'organisation et, d'autre part, les indicateurs de rendement. Veuillez donner des précisions. Quels sont les comportements organisationnels choisis par la CCSN?	culture de sûreté qui prévaut dans une organisation. Les constatations relatives aux comportements peuvent être reliées aux particularités de la culture de sûreté et aux objectifs de rendement jugés importants dans la promotion efficace d'une culture positive. L'évaluation des valeurs et attitudes annoncées faisant partie des hypothèses sous-jacentes doit prendre appui sur les particularités jugées importantes pour l'existence d'une culture de sûreté positive. Si une installation a une culture de sûreté positive, les comportements utilisés pour mesurer les hypothèses sous-jacentes correspondront aux objectifs de rendement.
40	Argentine	Article 10	3.10.2, p.23	<p>La CCSN a élaboré une approche objective et systématique appelée « méthode d'examen de l'organisation et de la gestion » pour évaluer l'incidence des caractéristiques organisationnelles des titulaires de permis sur leur rendement en matière de sûreté.</p> <p>Quels critères ont été utilisés pour élaborer les objectifs ou indicateurs de rendement? Pourriez-vous nous fournir des exemples?</p> <p>De quelle façon a été établi l'ensemble des critères devant être satisfaits pour assurer un bon rendement en matière de sûreté? Pourriez-vous nous fournir des exemples?</p>	<p>Chaque caractéristique de la culture de sûreté (voir l'annexe 10) est accompagnée d'objectifs de rendement spécifiques et mesurables qui doivent être atteints. À l'heure actuelle, les objectifs de rendement sont énoncés qualitativement, mais les résultats des examens de l'organisation et de la gestion sont énoncés au moyen de mesures qualitatives et quantitatives. Les critères servant à l'élaboration des objectifs de rendement ont été élaborés en fonction des résultats de la recherche et des avis des experts ainsi que des travaux récents réalisés par des organisations internationales, entre autres l'AIEA. Les outils utilisés pour mesurer les comportements organisationnels se trouvent dans le rapport de recherche RSP-0060, <i>Development of a Regulatory Organizational and Management Review Method</i> qu'on peut obtenir sur demande.</p> <p>À titre d'exemple, « la documentation relative à la sûreté est affichée bien en vue et comprise par le personnel de l'organisation. » est un critère de l'objectif de rendement « il existe de la documentation décrivant l'importance et le rôle de la sûreté dans le fonctionnement de l'organisation » qui lui relève de la caractéristique de la culture de sûreté « la sûreté est une valeur nettement reconnue dans l'organisation ». Les centrales peuvent élaborer leurs propres critères pour démontrer la façon dont l'atteinte des objectifs peut être évaluée.</p>
41	Belgique	Article 10	3.10.2	<p>« Pendant la période de référence, elle a appliqué cette méthode à une évaluation de référence du rendement des titulaires de permis en matière de sûreté. »</p> <p>Quelles sont les données de référence? Pouvez-vous nous offrir des exemples?</p>	<p>On a obtenu des données de référence de certains titulaires de permis en évaluant chaque installation à l'aide de la méthode d'examen de l'organisation et de la gestion (voir l'annexe 10). On a réévalué récemment un titulaire de permis au moyen de la même méthode. À ce jour, on a évalué et recueilli des données de référence pour les installations suivantes : cinq centrales nucléaires, un réacteur de recherche, une mine et usine de concentration d'uranium, une usine de conversion et un accélérateur de particules. La comparaison des résultats de l'évaluation de référence aux résultats des évaluations futures aide la CCSN et le titulaire de permis à surveiller le rendement.</p>
42	Japon	Article 10	3.10.2, p.23, L.7	À la section 3.10.2, on mentionne « La CCSN a élaboré une méthode objective et systématique d'examen de la gestion	<p>a. <u>Méthode d'examen de l'organisation et de la gestion</u></p> <p>1) La méthode est expliquée à l'annexe 10. Dix-sept comportements peuvent être mesurés, mais seulement de 10 à 12 sont retenus pour</p>

	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
				<p>pour évaluer l'incidence des caractéristiques organisationnelles des titulaires de permis sur leur rendement en matière de sûreté. » On mentionne également « Ces caractéristiques ont servi ensuite à fixer des objectifs de rendement (ou indicateurs) et des exemples de critères de rendement à satisfaire pour assurer un bon rendement en matière de sûreté. »</p> <p>On dit ensuite « Le personnel de la CCSN peut maintenant examiner l'organisation des titulaires de permis sous l'angle des caractéristiques de la culture de sûreté et des indicateurs de rendement connexes. »</p> <p>Pourriez-vous expliquer les expressions suivantes et nous fournir des exemples?</p> <p>a. Méthode d'examen de l'organisation et de la gestion</p> <p>1) Veuillez expliquer la méthode et les critères d'évaluation de la gestion organisationnelle.</p> <p>2) Veuillez expliquer les mesures (et les sanctions) que la CCSN prendra en fonction des résultats.</p> <p>b. Caractéristiques de la culture de sûreté.</p> <p>c. Objectifs de rendement (indicateurs)</p> <p>d. Méthode de mesure du rendement en matière de sûreté</p> <p>e. Outils de mesure de la culture de sûreté et les indicateurs de rendement connexes</p>	<p>une évaluation et ils sont choisis en fonction des renseignements sur l'installation qui sont étudiés avant la visite sur les lieux. Dans une installation d'environ 2 000 employés, on interviewe environ 120 personnes à tous les niveaux de l'organisation de la centrale et on réalise un sondage auprès d'un échantillon aléatoire de 20 % de l'effectif. Dans les sites plus petits, on sonde habituellement l'ensemble de l'effectif. Chaque employé participant au sondage remplit une fiche indiquant son âge, son niveau de scolarité, son groupe de travail et toute autre information pertinente pour l'installation. Ensuite, on analyse et catégorise les données par comportement organisationnel et on les regroupe par caractéristique de culture de sûreté (voir l'annexe 10) mesurée. On établit ensuite si les objectifs de rendement (voir l'annexe 10) de chaque caractéristique ont été atteints. Suite à l'analyse, on communique les résultats au titulaire de permis.</p> <p>2) En règle générale, si elle constate que le rendement des installations autorisée se détériore, la CCSN interviendra d'abord en resserrant sa surveillance (par exemple, en effectuant plus d'activités de conformité, notamment des audits, en émettant des avis écrits et en surveillant les mesures correctives) jusqu'à ce que la situation s'améliore. Au besoin, il existe également d'autres outils d'application de la réglementation. À titre d'exemple, la CCSN peut limiter la durée d'un permis ou ajouter des conditions ou restrictions additionnelles au permis, le cas échéant.</p> <p>Auparavant, les résultats des évaluations de l'organisation et de la gestion servaient surtout à tracer un profil descriptif de l'organisation de même que d'outil de surveillance plutôt que de mécanisme d'application de mesures de réglementation. La CCSN compte désormais intégrer cette méthode à son approche portant sur le système de gestion de la sûreté.</p> <p>b) <u>Caractéristiques de la culture de sûreté</u> L'annexe 10 contient de l'information détaillée.</p> <p>c) <u>Objectifs de rendement (indicateurs)</u> L'annexe 10 contient de l'information détaillée.</p> <p>d) <u>Méthode de mesure du rendement en matière de sûreté</u> La méthode englobe plusieurs activités de conformité de la CCSN, dont les inspections, les audits et les évaluations ainsi que les examens des événements et des rapports de rendement. La méthode d'examen de l'organisation et de la gestion (voir l'annexe 10) est une autre façon de mesurer le rendement en matière de sûreté qui complète d'autres approches plus traditionnelles. Cette méthode se penche sur les influences organisationnelles sur le rendement, incluant la culture de sûreté. La recherche menée sur cette question démontre que la culture</p>

	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
					de sûreté est l'inducteur des autres comportements organisationnels. e) <u>Outils de mesure des caractéristiques de la culture de sûreté</u> L'annexe 10 contient de l'information détaillée.
43	Belgique	Article 10	3.10.2	«... Instruments de mesure...» Pouvez-vous nous fournir une explication ou une description des instruments de mesure? Avez-vous des exemples de mesures correctives? Est-ce mis en œuvre dans le régime de réglementation? Les instruments de mesure sont-ils régulièrement et continuellement améliorés?	L'annexe 10 contient une liste des outils possibles. À l'heure actuelle, nous n'avons aucun exemple de mesures correctives qui auraient été mises en place suite à une évaluation de la culture de sûreté. Toutefois, en s'inspirant des constatations de la CCSN, le rapport d'évaluation peut recommander, entre autres, que l'installation améliore ses programmes de formation qui peuvent être offerts de manière inégale. Le régime de réglementation servirait alors à surveiller les améliorations apportées dans ce domaine. La CCSN peut également utiliser les résultats des évaluations de la culture de sûreté pour amorcer des vérifications de suivi portant sur des préoccupations organisationnelles spécifiques. Cette méthode fait partie du régime de réglementation, et la CCSN signale ses constatations à la Commission dans un document public. Les outils qui mesurent la culture de sûreté ne changent pas d'une évaluation à une autre.
44	Pakistan	Article 10	p.23	Nous comprenons que la CCSN a élaboré un guide d'application de la réglementation afin d'aider les titulaires de permis à s'auto-évaluer et à faire rapport régulièrement de leurs observations à la CCSN. De quelle façon la CCSN fait-elle la promotion de la culture de sûreté au sein de son organisation et l'évalue-t-elle?	À l'heure actuelle, la CCSN n'évalue pas directement sa propre culture de sûreté. En mars 2004, elle a tenu un symposium sur la culture de sûreté auquel ont assisté des représentants de l'industrie nucléaire et des membres de son personnel. La CCSN offre actuellement une formation à ses employés afin de faciliter l'évaluation de la culture de sûreté dans les installations autorisées et elle lance une campagne interne d'information pour que soit mieux comprise la culture de sûreté.
45	États-Unis d'Amérique	Article 10	3.10.2	La section 3.10.2 mentionne que la CCSN a élaboré un guide pour aider les titulaires de permis à s'auto-évaluer et à faire rapport régulièrement de leurs observations à la CCSN. Le guide ne se trouvait pas sur le site de la CCSN en décembre 2004. Le guide a-t-il été diffusé publiquement? De plus, quels indicateurs de rendement spécifiques ont été élaborés pendant l'évaluation du comportement organisationnel?	L'ébauche du guide d'application n'est pas encore disponible au grand public. L'annexe 10 contient de l'information sur la méthode d'évaluation et les indicateurs de rendement.
ARTICLE 10 : PRIORITÉ À LA SÛRETÉ - CULTURE DE SÛRETÉ					
Critères et évaluation					
46	Hongrie	Article 10	3.10.1, p.23	En sa qualité d'organisme de réglementation, la CCSN réalise-t-elle une évaluation de sa culture de sûreté	À l'heure actuelle, la CCSN n'évalue pas directement sa culture de sûreté. En mars 2004, elle a tenu un symposium sur la culture de sûreté pour son personnel et l'industrie nucléaire. À l'heure actuelle,

	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
				(priorité à la sûreté)? Dans l'affirmative, quelles sont ses principales constatations?	<p>elle offre une formation à ses employés afin de faciliter l'évaluation de la culture de sûreté dans les installations autorisées et elle lance une campagne interne d'information pour que soit mieux comprise la culture de sûreté.</p> <p>De plus, la CCSN a un Groupe de l'évaluation et de l'éthique qui se charge de l'évaluation impartiale de son rendement et offre des conseils concernant les améliorations à apporter. Les audits et évaluations qu'il effectue fournissent de l'information, fondée sur des données probantes, qui favorise une saine culture de sûreté sans s'y rapporter directement. Le plan quinquennal d'audit et d'évaluation de la CCSN permettra d'évaluer la conception et le fonctionnement des pratiques de gestion et des systèmes de contrôle afin de connaître le degré de sensibilisation et la compréhension des questions de sûreté ainsi que les engagements à l'égard de procédures, d'activités et d'actions sûres aux installations nucléaires.</p>
47	Bulgarie	Article 10	p.23	Quels critères utilise la CCSN dans l'évaluation de la culture de sûreté dans les centrales nucléaires?	Les centrales peuvent élaborer leurs propres critères pour démontrer la façon dont elles pourraient atteindre les objectifs de rendement évalués par la méthode d'examen de l'organisation et de la gestion. Voir l'annexe 10 pour plus de renseignements.
48	Bulgarie	Article 10	p.23	La CCSN utilise-t-elle des critères quantitatifs, donc mesurables, pour évaluer la culture de sûreté, et le cas échéant, pouvons-nous obtenir des précisions les concernant?	La CCSN utilise des critères mesurables pour évaluer la culture de sûreté. Voir l'annexe 10 pour plus de renseignements.

ARTICLE 11 : RESSOURCES FINANCIÈRES ET HUMAINES

Maintien des compétences chez les titulaires de permis

49	Japon	Article 11.2	3.11.1, p.25, L.13	<p>À la section 3.11.1, on mentionne que « Dans les cinq prochaines années, les titulaires de permis prévoient embaucher entre eux environ 100 ingénieurs fraîchement diplômés et 100 ingénieurs d'expérience. »</p> <p>D'où viennent les ingénieurs d'expérience qui sont engagés par les titulaires de permis?</p> <p>À la section 3.11.1, on mentionne que « On s'efforce aussi de gérer la perte de connaissances que pourraient causer les départs à la retraite, ce qui</p>	<p>a) Il existe plusieurs sources d'ingénieurs d'expérience qui seraient admissibles en vertu des programmes d'embauche des titulaires de permis.</p> <ul style="list-style-type: none"> Des ingénieurs canadiens d'expérience provenant d'autres installations industrielles qui veulent réorienter leur carrière, qui font l'objet d'un programme de compression des effectifs ou qui souhaitent changer de secteur (par exemple, de l'industrie chimique, de l'industrie pétrolière et gazière, du milieu de l'informatique, d'autres industries du cycle du combustible nucléaire). Des ingénieurs nucléaires canadiens d'expérience faisant partie d'un programme de construction et de mise en service à l'étranger qui prend fin (par exemple Qinshan en Chine ou Cernavoda2 en Roumanie). Des ingénieurs d'expérience ayant des antécédents variés qui émigrent au Canada.
----	-------	--------------	---------------------------	---	---

	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
				<p>consiste entre autres à refaire la documentation des configurations « idéales » et des paramètres d'exploitation des centrales. »</p> <p>Pourriez-vous nous fournir des exemples du programme de transfert des connaissances et habiletés des cadres supérieurs, et surtout du transfert des habiletés qui sont difficilement documentées?</p>	<p>b) Les centrales nucléaires examinent régulièrement leurs programmes de formation et leurs besoins en formation afin de s'assurer que ces programmes pourront répondre aux besoins futurs. Ces examens comprennent le regroupement des données générées par des employés et leur saisie dans des bases de données facilement consultables. Comme le mentionne la question, il n'est pas toujours facile de documenter certaines habiletés ou de les intégrer à des activités régulières en salle de cours ou à la formation assistée par ordinateur. Dans ces cas, on utilise la formation sur le tas jumelée à un encadrement par des employés supérieurs d'expérience afin de faciliter le transfert des connaissances. On veille à ce que la période de chevauchement soit aussi longue que possible entre les nouveaux employés et les employés d'expérience. Dans certains cas, on a ré-employé brièvement des retraités pour qu'ils élaborent et offrent une formation dans leur domaine de spécialité. De plus, la rotation prévue du personnel dans divers domaines ou dans des projets spéciaux permet de transférer des connaissances tant en profondeur qu'en étendue. Lorsqu'il n'est pas justifié d'offrir un programme de formation à chaque installation en raison du faible nombre de candidats, on élabore des programmes de formation collaborative avec l'industrie (par exemple la formation en matière d'affaires réglementaires). En dernier lieu, les programmes d'assurance de la qualité des centrales nucléaires ont permis d'assurer la disponibilité de l'information essentielle. Ces programmes comportent des exigences quant à la documentation des activités techniques et la tenue de dossiers.</p>
50	Royaume-Uni	Article 11	3.1.1 et 2.4	<p>Le rapport de 2002 décrivait plusieurs initiatives au Canada dont le but était de maintenir et d'améliorer la compétence et l'infrastructure nucléaires. Cette question a fait l'objet de longues discussions lors de la séance plénière de clôture. La section 2.4 du rapport de 2005 décrit les progrès réalisés au chapitre de ces initiatives. Pourriez-vous nous donner un aperçu de ces initiatives et de leur conclusion provisoire?</p> <p>Seront-elles efficaces ou d'autres seront-elles nécessaires?</p>	<p>Les initiatives semblent offrir les ressources de niveau d'entrée dont ont besoin l'industrie nucléaire et la CCSN. Les inscriptions dans les programmes d'ingénierie nucléaire ont augmenté et des candidats dans tous les champs d'ingénierie postulent des emplois vacants. Pour ce qui est des centrales nucléaires, la prochaine cible sont les métiers spécialisés et des programmes de formation sont en cours afin de garantir la disponibilité de ces ressources.</p> <p>Dans l'ensemble, le Canada croit que la gestion des ressources humaines, dans une optique de disponibilité assurée, est une activité de longue durée qui portera des fruits à plus longue échéance. Selon l'information disponible, les initiatives en cours semblent être efficaces, mais leur succès nécessite qu'on puisse non seulement attirer des candidats mais aussi de retenir son effectif. Au moment présent, on semble attirer des employés talentueux, mais il est trop tôt pour dire s'ils resteront en poste ou décideront de changer de secteur industriel. Nos conclusions provisoires sont donc que les initiatives ont un effet souhaitable et positif et qu'elles sont fructueuses. Cependant, la situation doit être suivie de façon soutenue, et des rajustements ou</p>

	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
					<p>activités supplémentaires seront entrepris si ces résultats fléchissent.</p> <p>Les titulaires de permis et la CCSN ont l'intention de maintenir leur appui à ces initiatives, entre autres, au moyen du financement des programmes collégiaux et universitaires qui sont la source des employés de niveau d'entrée du secteur nucléaire canadien.</p>

ARTICLE 12 : FACTEURS HUMAINS

Dotation, formation et accréditation

51	États-Unis d'Amérique	Article 12	4.5	<p>La section 4.5 mentionne que la CCSN a décidé de ne plus administrer directement les examens des opérateurs de réacteur et des chefs de quarts, mais de se fier aux programmes de formation et d'examen des titulaires de permis. Elle continuera cependant d'accréditer les candidats. De quelle façon la CCSN confirmera-t-elle les résultats des examens?</p>	<p>Comme le mentionne la section 4.5 du 3^e rapport du Canada, la CCSN a décidé de confier aux titulaires de permis les examens des opérateurs de réacteur et des chefs de quart. Elle se fiera désormais aux programmes de formation et aux examens d'accréditation des titulaires de permis censés assurer des candidats de compétence acceptable avant leur accréditation initiale. Elle obtiendra l'assurance nécessaire du régime réglementaire de surveillance des processus de formation et d'examen du titulaire de permis au moyen d'une combinaison d'activités d'information et de conformité.</p> <p>Avant qu'on ne lui transfère la responsabilité de chaque type d'examen, le titulaire de permis doit avoir un programme de formation, acceptable aux yeux de la CCSN, qui est fondé sur l'approche systémique à la formation (ASF). Le personnel confirme la réalisation de chaque phase de l'ASF. S'inspirant des résultats de l'inspection, le titulaire de permis doit élaborer et exécuter des plans d'action pour combler les lacunes. La CCSN n'envisagera pas de transférer un examen au titulaire avant que celui-ci ne démontre qu'il a mené à bien ces plans d'action.</p> <p>La CCSN transforme actuellement en guides d'application de la réglementation ses procédures actuelles d'examen des opérateurs de réacteurs et des chefs de quart. Ces documents sont :</p> <p>Guide d'examen CCSN-EG1, <i>Exigences et lignes directrices concernant les examens d'accréditation verbaux et écrits du personnel de quart des centrales nucléaires</i>, qui devrait être publié en avril 2005;</p> <p>Guide d'examen CCSN-EG2, <i>Exigences et lignes directrices concernant les examens d'accréditation sur simulateur du personnel de quart des centrales nucléaires</i>, qui a déjà été publié.</p> <p>La CCSN s'attend à ce que chaque titulaire de permis élabore des procédures que ses employés utiliseront pour faire subir les examens. L'élaboration de ces procédures, que doit avaliser la CCSN, est une seconde exigence que le titulaire de permis doit respecter avant qu'un</p>
----	-----------------------	------------	-----	---	--

	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
					examen ne lui soit transféré. En dernier lieu, lorsque le titulaire satisfait à ces exigences, la CCSN modifiera son permis afin qu'il puisse administrer les examens. Elle prévoit que les examens seront transférés au cas par cas à mesure que les exigences sont comblées. Suite au transfert, la CCSN mettra en place un mécanisme de conformité afin de s'assurer que le titulaire de permis continuera d'élaborer et de mettre en œuvre des examens rigoureux. Elle utilisera ses programmes de conformité et d'application afin de s'assurer que les candidats qui réussissent ont un niveau de compétence adéquat.
52	Belgique	Article 7	3.7.2.2.2	<p>Selon le paragraphe 9(2) du <i>Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I</i>, la CCSN peut accréditer une personne pour occuper un poste dans une installation de catégorie IA, comme une centrale nucléaire, si ce poste est mentionné dans le permis. Faut-il en déduire que l'accréditation n'est pas obligatoire, mais plutôt facultative? Quels sont les critères décisionnels? D'autres organismes compétents peuvent-ils délivrer l'accréditation?</p>	<p>Le <i>Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I</i> n'oblige pas l'accréditation de personnes à moins que cette condition ne soit énoncée dans le permis. La raison est que la définition d'installation nucléaire de catégorie I englobe de nombreux types d'installations. Plusieurs installations de catégorie I plus petites, entre autres, les installations de transformation de radioisotopes n'exigent pas l'accréditation des opérateurs.</p> <p>Dans les centrales nucléaires, les postes essentiels à la sûreté doivent être comblés par des personnes accréditées. L'accréditation de ces employés est stipulée dans les conditions du permis. Le titulaire de permis doit veiller à ce que les personnes soient accréditées par la CCSN. Toutefois, il doit auparavant prouver à la CCSN que la personne est qualifiée pour le poste en question, sinon la CCSN peut refuser l'accréditation. En cas de refus, la CCSN doit offrir au titulaire de permis et à la personne en cause la possibilité de se faire entendre.</p> <p>Le <i>Règlement</i> précise les critères d'accréditation et ceux-ci sont énoncés plus en détail dans les conditions du permis. Ces critères comprennent :</p> <ul style="list-style-type: none"> - les études minimales et l'expérience de la personne; - la formation requise, incluant la formation sur le tas; - les examens que la personne doit réussir; - une période spécifique d'apprentissage sous la supervision d'une personne accréditée; - une entrevue finale avec la direction de la centrale. <p>En dernier lieu, le titulaire de permis doit joindre à sa demande d'accréditation une attestation indiquant qu'à ses yeux le candidat est capable d'exécuter les fonctions du poste.</p> <p>Seule la CCSN peut délivrer ces accréditations.</p>
53	République de Corée	Dispositions générales	2.1.2	De quelle façon l'attribution des ressources humaines à l'exploitation et à la maintenance ainsi que l'utilisation	La restructuration, qui a surtout touché les services d'administration et de soutien, n'a pas eu une grande incidence sur l'attribution des ressources à l'exploitation. Dans certains cas, les centrales nucléaires

	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
				des centres pour la formation des opérateurs ont-ils changé après la restructuration du secteur de l'électricité?	ont conservé des ressources additionnelles pour l'exploitation et la maintenance ainsi que pour les services techniques connexes. Globalement, les changements ont mené à une utilisation semblable et parfois plus intense des centres de formation de même qu'à la construction d'installations additionnelles de formation dans certaines centrales. La CCSN est d'avis que la restructuration n'a eu aucune incidence défavorable sur l'exploitation et la maintenance des centrales ainsi que sur la formation.
54	Hongrie	Article 11.1	3.11.1, p.25	La CCSN peut-elle superviser la sélection des cadres supérieurs des centrales nucléaires et, le cas échéant, quelle est sa pratique?	La CCSN ne participe pas à la sélection des cadres supérieurs des centrales nucléaires. Cependant, elle s'assure que le titulaire de permis satisfait aux exigences ci-après du <i>Règlement général sur la sûreté et la réglementation nucléaires</i> pour ce qui est du chef de centrale (ou équivalent) et de tout suppléant : « 12. (1) Le titulaire de permis : a) veille à ce qu'il y ait suffisamment de travailleurs qualifiés pour exercer l'activité autorisée en toute sécurité et conformément à la Loi, à ses règlements et au permis; b) forme les travailleurs pour qu'ils exercent l'activité autorisée conformément à la Loi, à ses règlements et au permis. » Chaque titulaire de permis doit s'assurer que les travailleurs, dont ceux qui occupent le poste de chef de centrale, ont les compétences nécessaires définies pour le poste, que celui-ci exige ou non une accréditation. Même si la CCSN n'émet pas d'accréditation pour le poste de chef de centrale, elle est d'avis que ces personnes doivent avoir les compétences voulues pour exercer leurs responsabilités. La CCSN s'assure que les titulaires de permis satisfont aux exigences ci-dessus en interviewant les personnes choisies par les titulaires de permis avant que la nomination ne soit officialisée. Elle mène cette entrevue afin d'établir si les programmes de formation et de qualification ont permis au candidat de comprendre ses responsabilités concernant le respect des exigences de la CCSN en matière d'exploitation sûre d'une centrale nucléaire.

ARTICLE 12 : FACTEURS HUMAINS

Leçons tirées

55	Japon	Article 12	3.12.1, p.27, L.6	Au dernier paragraphe de la section 3.12.1, on mentionne que « C'est pourquoi un programme d'amélioration	Le programme d'amélioration du rendement humain vise avant tout à améliorer la surveillance et le leadership exercés par la direction afin de garantir un rendement sûr et efficace au travail. À titre d'exemple, on a
----	-------	------------	--------------------------	---	---

	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
				<p>du rendement humain élaboré à l'intention des exploitants encourage l'évaluation des événements internes et externes ainsi que de l'expérience d'exploitation en vue de résoudre les problèmes avant que des erreurs se produisent. »</p> <p>Pouvez-vous nous donner un aperçu de ce « programme d'amélioration du rendement humain »?</p> <p>Afin de tirer avantage des enseignements découlant de l'information sur les troubles mineurs attribuables aux facteurs humains, avez-vous une base de données communes avec les titulaires de permis? Si oui, de quelle façon exploitez-vous cette base de données?</p>	<p>décidé d'améliorer les séances d'information que font les superviseurs avant et après un travail pour s'assurer que les équipes comprennent les tâches à effectuer, les risques inhérents au travail et les mesures à prendre pour éviter ces dangers. Un autre exemple est l'utilisation de simulateurs sur place qui donnent au personnel la possibilité de s'exercer à l'aide d'une maquette avant d'exécuter leurs tâches en milieu réel. On souhaite ainsi réduire le nombre d'erreurs humaines dans l'exécution du travail.</p> <p>Pour faire un suivi des améliorations apportées au chapitre du rendement humain, le nombre d'événements attribuables à l'erreur humaine a été compté. Le personnel d'exploitation a analysé ces événements afin de comprendre les erreurs et leurs causes. D'autres centrales nucléaires se servent de cette mesure du rendement, ce qui permet d'établir un repère et de comparer la performance.</p> <p>Les centrales nucléaires n'ont pas de base de données communes sur les précurseurs des erreurs humaines. Elles se partagent l'information sur les erreurs humaines importantes par l'entremise du programme de surveillance de l'expérience opérationnelle. Les visites dans les autres services publics et les conférences, en plus de permettre d'établir des repères, offrent aux titulaires de permis la possibilité d'échanger entre eux l'expérience qu'ils ont acquise.</p>
56	Hongrie	Article 12	3.12.1, p.27	Existe-t-il des modalités d'évaluation des événements précurseurs afin d'améliorer globalement le rendement humain?	Oui. Les programmes d'amélioration mis en place par les titulaires de permis, et plus précisément le dégagement de tendances, permettent de déceler et d'éliminer les précurseurs d'événements potentiellement plus importants.
ARTICLE 14 : ÉVALUATION ET VÉRIFICATION DE LA SÛRETÉ					
Analyse de la sûreté					
57	Hongrie	Article 14	3.14.4, p.34	Quelles sont les conditions de l'approbation de la réduction des marges de sûreté? Des mesures compensatoires sont-elles requises?	Les titulaires de permis doivent obtenir une approbation de la CCSN pour ce qui est des modifications susceptibles d'avoir des incidences sur les marges de sûreté. Si le personnel de la CCSN est satisfait des changements proposés et qu'il estime que toutes les mesures d'atténuation ou de compensation sont acceptables, il approuvera la demande du titulaire. Les mesures compensatoires peuvent inclure la réduction du niveau de puissance, la réduction de seuils de déclenchement, l'établissement de limites pour des paramètres d'exploitation spécifiques et l'établissement de limites administratives ou d'instructions provisoires servant de procédures.
58	Hongrie	Article 6	3.6.4, p. 12	Quels ont été les effets des mesures correctives apportées aux différentes centrales nucléaires, en ce qui a trait notamment aux valeurs FDC?	Les titulaires de permis n'ont pas encore présenté d'études probabilistes de sûreté (EPS). Par conséquent, les valeurs FDC (fréquence des dommages au coeur) suivantes donnent seulement un ordre de grandeur :

	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
					<p>a) pour Pickering-A, la FDC est passée de $1,4 \times 10^{-4}$ à environ 3×10^{-5},</p> <p>b) pour Bruce-B, la FDC est passée de 5×10^{-5} à environ 2×10^{-5}.</p>
59	Allemagne	Section 14.1	3.14.1.1, p.31	Le rapport ne mentionne pas des analyses de la sûreté pour les états de fonctionnement à faible puissance et d'arrêt. Des analyses de la sûreté pour ces états ont-elles été réalisées? Existe-t-il des exigences réglementaires s'y rapportant?	Les analyses présentées dans le rapport de sûreté assurent la couverture des paramètres de déclenchement pour toutes les puissances de réacteur entre 0 et 100 %. Habituellement, les réacteurs CANDU sont soit en exploitation et commandés par le système de régulation, soit en état d'arrêt garanti (EAG). Les scénarios de perte de source froide constituent la principale préoccupation pour les états de fonctionnement à faible puissance et d'arrêt. Les rapports de sûreté comprennent des analyses spécifiques pour de tels scénarios. Par exemple, les rapports de sûreté de Bruce Power concernant Bruce-A et Bruce-B contiennent tous deux des descriptions de scénarios de perte de source froide alors que les réacteurs sont à l'état d'arrêt (c'est-à-dire, à faible puissance). Il existe deux systèmes qui assurent le refroidissement du combustible lorsqu'à l'arrêt : le système de refroidissement en temps d'arrêt et le système de refroidissement pour l'entretien. Les scénarios de perte de source froide pour chacun de ces systèmes comprennent la perte de débit, la perte de refroidissement, la perte d'inventaire, la perte d'alimentation électrique, ainsi que les conséquences associées à ces pertes (c'est-à-dire, radiologiques, intégrité du combustible, etc.) Les titulaires de permis préparent présentement les études probabilistes de sûreté (EPS) pour les réacteurs mis à l'arrêt.
60	Pakistan	Article 14	p.31	Il appert que les rapports d'analyse de la sûreté sont révisés sur une base régulière, habituellement à une fréquence supérieure à la fréquence de renouvellement du permis d'exploitation délivré actuellement par la CCSN pour une durée de plus de deux ans. Y a-t-il eu des changements mis de l'avant par la CCSN en ce qui a trait au format et au contenu de ces rapports selon ce qu'on retrouve dans le document R.G. 1.70 de l'USNRC?	La norme d'application de la réglementation S-99 de la CCSN exige que les titulaires de permis présentent une mise à jour de la description de l'installation et du rapport de sûreté tous les trois ans. Des renseignements détaillés sur ces exigences réglementaires figurent à l'annexe 1. Le format et le contenu du rapport de sûreté sont à la discrétion du titulaire de permis.
61	Royaume-Uni	Article 14	3.14.1.1, p.31	Ce paragraphe précise que les rapports d'analyse de la sûreté sont examinés sur une base régulière, habituellement à une fréquence supérieure à la fréquence de renouvellement du permis. Cela signifie-t-il que l'ensemble du rapport d'analyse de la sûreté des centrales nucléaires est révisé? Si tel est le cas, quelles sont l'ampleur et la portée de	La norme d'application de la réglementation S-99 de la CCSN exige que le titulaire de permis présente une mise à jour de la description de l'installation et du rapport de sûreté tous les trois ans. Des renseignements détaillés sur ces exigences réglementaires figurent à l'annexe 1. Habituellement, une petite partie seulement de l'analyse de la sûreté est modifiée lors de la mise à jour. Le personnel de la CCSN n'examine pas l'ensemble du rapport. L'examen porte essentiellement sur les aspects qui ont changé. L'ampleur de la révision dépend de l'importance accordée à l'analyse. Elle porte surtout sur les défaillances

Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
			cette révision? Est-il obligatoire pour le titulaire de permis de tenir à jour le rapport d'analyse de la sûreté?	associées aux cas où les marges de sûreté sont faibles ou, encore, aux cas où les incertitudes sont grandes. Selon un autre paragraphe de la norme S-99 (pour plus de détails, voir l'annexe 11), le titulaire de permis qui apprend, par les résultats issus de la recherche ou d'analyses de sûreté nouvelles ou révisées, l'existence d'un problème réel ou éventuel qui constitue un changement par rapport aux analyses de la sûreté présentées antérieurement à la CCSN, doit déposer un rapport dans les 21 jours qui suivent la connaissance de ce fait.

SECTION 14 : ÉVALUATION ET VÉRIFICATION DE LA SÛRETÉ

Programme intégré d'amélioration (PIA)

62	Japon	Généralités	<p>2.2, p.6, L.30</p> <p>Àu 5^e paragraphe (ligne 1-3) de la section 2.2, on trouve l'énoncé suivant : « En mars 2003, cependant, la direction de la CCSN a décidé de cesser les activités centralisées de surveillance et de suivi des projets PIA d'OPG et de Bruce Power. »</p> <p>La CCSN a-t-elle participé à la planification de ces projets PIA?</p> <p>De quelle manière la CCSN, à titre d'organisme de réglementation, a-t-elle effectué le suivi et la surveillance des activités des titulaires de permis?</p> <p>Pourquoi la CCSN a-t-elle décidé de mettre fin au suivi et à la surveillance centralisés de ces projets? Pouvez-vous expliquer les fondements de cette décision?</p>	<p>Le programme intégré d'amélioration (PIA) a été l'initiative d'un titulaire de permis (Ontario Hydro). Au début de 1998, la CCSN a rassemblé un groupe de cadres supérieurs dans le but d'examiner la présentation du <i>Plan d'optimisation des biens de production nucléaire (POBPN)</i>, prédécesseur des projets PIA. Un rapport officiel a été élaboré par ce groupe d'examen et présenté à la Commission de contrôle de l'énergie atomique (la CCEA, maintenant devenue la Commission canadienne de sûreté nucléaire, ou CCSN) sous la forme du document n° BMD 98-25. Des commentaires ont également été fournis aux titulaires de permis.</p> <p>La CCSN a décidé de suivre 44 des 66 projets PIA importants sur le plan de la sûreté dans chacun des trois sites nucléaires et aux sièges sociaux des titulaires de permis concernés. Pour chaque projet PIA, la direction de la CCSN a nommé des spécialistes chargés de surveiller l'avancement des travaux et les résultats obtenus, y compris l'examen des rapports d'étape des titulaires de permis; de rencontrer en entrevue les gestionnaires des projets PIA et d'autres membres du personnel des titulaires de permis, d'effectuer des audits et des inspections au site, et d'assister à des réunions des titulaires de permis. Ces spécialistes ont alors produit des rapports sur l'avancement global des projets PIA en les comparant aux plans fournis par les titulaires de permis. En outre, une équipe de coordination centrale a élaboré des rapports d'étape sur les projets PIA destinés aux cadres supérieurs de la CCSN et aux commissaires. L'équipe de coordination a également fait un suivi du progrès global réalisé à ce chapitre en assistant aux réunions mensuelles PIA, ainsi qu'à des réunions avec les cadres supérieurs et le personnel des titulaires de permis.</p> <p>Après avoir mis fin au suivi et à la surveillance centralisés des projets PIA, la CCSN a intégré les projets PIA qui restaient dans son travail de base.</p>
----	-------	-------------	---	---

	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
					<p>Un certain nombre de facteurs ont eu une incidence sur la décision de la CCSN de mettre fin au suivi et à la surveillance centralisés des projets PIA. La plupart des projets se sont terminés ou ont été fusionnés dans le travail de base des centrales nucléaires. D'autres ont simplement été annulés. La surveillance et le suivi des autres activités ont été intégrés aux activités de conformité régulières de la CCSN. Au même moment, le réalignement organisationnel et la décentralisation de l'industrie, comme la location à bail du site de Bruce à Bruce Power et la division d'Ontario Hydro en plusieurs entités [l'une d'elles étant Ontario Power Generation (OPG)] ont eu une incidence sur la décision de la CCSN de mettre davantage l'accent sur la surveillance des activités autorisées. Néanmoins, comme il fallait maintenir le degré de surveillance convenu entre la CCSN et les titulaires de permis, la surveillance s'est poursuivie jusqu'à la fin de 2002.</p>
63	République de Corée	Généralités	2.2	<p>Quelles leçons ont été tirées du suivi et de la surveillance centralisés des projets PIA d'OPG et de Bruce Power? Des mesures correctives ont-elles été prises?</p>	<p>De façon générale, les travaux accomplis dans le cadre des projets PIA ont donné lieu aux centrales nucléaires à de nombreuses améliorations, notamment à l'assurance de la qualité, la qualification environnementale et la protection contre les incendies, ainsi qu'aux travaux continus de gestion de la configuration. Une équipe OSART, envoyée par l'AIEA à Pickering en 2004, a confirmé ces améliorations. Cependant, plusieurs événements, comme le démembrement et la décentralisation d'Ontario Hydro, n'étaient pas prévus lorsque la CCSN a établi l'étendue de ses examens des projets PIA, ce qui aurait eu une incidence sur la gestion des PIA. Bien que la CCSN n'ait pas effectué un examen formel des leçons tirées, la méthode de coordination centrale a été une bonne expérience de gestion de projet. On a fait face à deux défis importants : (1) obtenir pour l'examen l'engagement de nombreux spécialistes de diverses disciplines; et (2) fournir pour l'examen un encadrement favorisant une démarche systématique et uniforme. Ces deux défis ont été relevés grâce à l'élaboration de formulaires d'examen sur lesquelles chaque examinateur devait indiquer les événements importants, les mesures de mise en œuvre et les indicateurs de rendement pour son domaine. Les projets ont ensuite été suivis et cotés selon ces mesures. Les résultats ont été résumés et sont devenus le fondement des rapports d'étape présentés aux commissaires de la CCSN.</p> <p>Du point de vue des titulaires de permis, la coordination et la surveillance centralisées de ces projets étaient essentielles pour s'assurer qu'il n'y avait pas de chevauchement entre les projets et que l'on pouvait déceler des synergies entre les projets. La coordination centrale a permis de fusionner plusieurs projets par souci d'efficacité. Une fois que les plans définitifs ont été établis, et que la documentation du projet ou du programme a été rassemblée pour permettre de formuler des instructions d'exécution uniformes, les projets ont été</p>

	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
					transférés aux installations et gérés localement. Ainsi, les systèmes de gestion du travail ont permis d'intégrer les travaux du projet aux autres travaux prévus à la centrale.
SECTION 14 : ÉVALUATION ET VÉRIFICATION DE LA SÛRETÉ					
Évaluation sismique et qualification environnementale					
64	Japon	Généralités	2.3, p.6, L.42	<p>À la section 2.3, on trouve le passage suivant : « Dans les évaluations réalisées pour le redémarrage de Pickering-A, OPG a confirmé les points suivants :</p> <ul style="list-style-type: none"> • Un groupe d'experts indépendant a conclu qu'il n'y a aucune preuve de faille continue liée à un séisme dans la vallée de la rivière Rouge à Scarborough (Ontario). » <p>Ce groupe d'experts indépendants relevait-il du titulaire de permis ou de l'organisme de réglementation?</p> <p>Comment a-t-on tenu compte de cette conclusion dans les activités d'application de la réglementation?</p> <p>Quelle était la position du groupe?</p>	<p>Le comité consultatif composé d'experts était complètement indépendant des titulaires de permis et de l'organisme de réglementation. Il comprenait des géologues appartenant à des universités ou à la Commission géologique du Canada (un organisme autonome du gouvernement du Canada). Le groupe d'experts a conclu « ... qu'il n'y a aucune preuve de faille associée à un séisme dans la vallée de la rivière Rouge à Scarborough (Ontario). Les failles exposées sont d'origine glaciaire. Cela signifie que les failles exposées ne présentent aucun risque sismique pour la centrale nucléaire de Pickering, propriété d'OPG. » La conclusion a permis de rassurer la population, que cet aspect préoccupait. La conception et les réévaluations subséquentes des centrales nucléaires de Pickering sont fondées sur les failles connues du bassin des Grands Lacs. La préoccupation était que la vallée de la rivière Rouge, qui se trouve à proximité des centrales nucléaires de Pickering, ait été formée par une faille sismique inconnue. L'évaluation géologique a confirmé que la vallée est d'origine glaciaire et que, par le fait même, le risque sismique pour les centrales demeure inchangé. À la lumière de cette conclusion, le personnel de la CCSN a accepté sans modification le TTR (tremblement de terre de référence) proposé pour le site de Pickering-A.</p>
65	République de Corée	Article 14	3.14.1	<p>La construction de plusieurs centrales nucléaires au Canada a débuté au début des années 1970, alors que les exigences de conception relatives aux séismes pour les centrales nucléaires et la qualification sismique de l'équipement par des essais n'étaient pas encore établies. Il pourrait donc être nécessaire de réévaluer la sûreté parasismique de ces centrales nucléaires.</p> <p>1. Est-ce que la réévaluation sismique pour les centrales nucléaires réalisée dans le cadre du bilan périodique de la sûreté était fondée sur les nouveaux renseignements géologiques et sismologiques ainsi que sur les exigences sismiques nouvellement</p>	<p>La réévaluation sismique des centrales nucléaires existantes a été rendue nécessaire principalement parce que les centrales les plus anciennes, comme les centrales à tranches multiples Pickering-A et Bruce-A, ont été construites à un moment où aucune norme sismique n'était en place pour les centrales nucléaires au Canada et la sismicité de ces sites particuliers était considérée comme étant extrêmement faible. On avait adopté les règles du <i>Code canadien du bâtiment</i> qui s'appliquent aux bâtiments ordinaires et industriels pour tenir compte du risque sismique lors de la conception. Cependant, une qualification sismique respectant les normes modernes et l'utilisation des données géologiques et sismologiques les plus récentes sont devenues des exigences préalables du redémarrage des tranches de Pickering-A et de Bruce-A. La méthode utilisée pour la qualification sismique de ces centrales est l'évaluation de la marge sismique (EMS). D'autres centrales, qui ont été conçues en tenant compte des dangers sismiques, et qui font actuellement l'objet de projets de remise à neuf, comme celles de Point Lepreau et de Gentilly-2, seront assujetties à une étude</p>

Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
			<p>établies?</p> <p>2. Si la réévaluation a été réalisée, pour quelles centrales nucléaires l'a-t-on faite? Quelle était la méthode de réévaluation et quelles procédures ont été suivies?</p> <p>3. Quels types de nouveaux renseignements géologiques et sismiques ont été pris en considération dans la réévaluation sismique?</p> <p>4. Quelles sont les mesures correctives qui ont été prises après la réévaluation sismique?</p>	<p>probabiliste de sûreté de niveau 2 comportant un examen des événements externes, comme l'activité sismique.</p> <p>La CCSN informe les titulaires de permis de toute nouvelle information reçue de la part de Ressources naturelles Canada (RNC) concernant le réexamen des dangers sismiques dont on doit tenir compte dans l'évaluation de la capacité des centrales à résister aux séismes. Tel qu'indiqué à l'annexe 1, les résultats d'une telle réévaluation seront signalés en fonction des exigences réglementaires pertinentes.</p> <p>La réévaluation proprement dite consiste à réexaminer l'évaluation originale. Dans cette catégorie, on trouve seulement les centrales nucléaires de Point Lepreau et Gentilly-2 dont la conception originale a pris en considération le risque sismique. En outre, en raison des activités de remise à neuf, elles sont actuellement réévaluées. Point Lepreau a déjà réalisé une telle évaluation sismique à l'aide de l'analyse des marges sismiques fondée sur l'évaluation probabiliste des risques (EPR), tel que recommandé par le USNRC dans le document intitulé <i>Policy Issue SECY-93-87</i>. L'équivalent canadien pour une telle méthode est l'étude probabiliste de sûreté (EPS) fondée sur l'analyse des marges sismiques.</p> <p>Dans le cas de Bruce-A, la méthode EMS pour la remise en service était fondée sur a) le document intitulé <i>Methodology of Assessment of NPP Seismic Margin</i>, EPRI NP-6041-SL, août 1991, et b) le document intitulé <i>Procedural and Submittal Guidance for Individual Plant Examination of External Events for Severe Accident Vulnerabilities</i>, USNRC, NUREG-1407, juin 1991. La récurrence du tremblement de terre de référence considérée dans la référence EPRI était au 10 000 ans et on estimait à moins de 2×10^{-5} la fréquence des dommages causés au cœur. Cette valeur se compare favorablement à la fréquence des dommages causés au cœur par des séismes découlant des évaluations du risque sismique dans le passé pour la plupart des centrales nucléaires américaines.</p> <p>Dans le cas de Pickering-A, des analyses des dangers sismiques ont été réalisées en vue d'évaluer l'applicabilité du tremblement de terre de référence (TTR). Le <i>Seismic Hazard Resolution Project - Southern Ontario</i> tenait compte, au besoin, de trois éléments servant à la résolution des incertitudes associées aux dangers régionaux ayant une incidence sur les centrales nucléaires situées à proximité : surveillance sismique améliorée, sismicité historique régionale et études de la rivière Rouge. La CCSN a demandé que ces trois éléments soient pris en considération. De plus, le titulaire de permis a inclus un quatrième élément : la géophysique régionale.</p> <p>La CCSN a identifié 25 mises à niveau sismiques comme exigences</p>

	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
					préalables au redémarrage de Pickering-A. Dans le cas de Bruce- A, plusieurs composants de systèmes ont été « renforcés » sur le plan sismique avant le redémarrage. À titre d'exemple, mentionnons notamment le réservoir de stockage du dégazeur, le bâtiment des génératrices de secours, les démarreurs des moteurs pour le refroidissement d'urgence des générateurs de vapeur, le plafond de la salle de commande principale.
66	République de Corée	Article 14	3.14.1.4, p.33	Cette section décrit cinq éléments qui sont inclus dans la portée des travaux du redémarrage de Bruce-A. Lequel d'entre eux est issu du résultat de l'évaluation sismique? Comment l'élément découle-t-il de l'évaluation sismique?	Parmi les cinq éléments de la portée des travaux ayant été présentés dans le 3 ^e rapport canadien, aucun d'eux ne découle directement de l'évaluation des marges sismiques. Cependant, lorsqu'approprié, la conception de chaque exigence parasismiques a été intégrée; mentionnons, par exemple, la nouvelle conception des génératrices de secours.
67	République de Corée	Article 17		Quelles sont les procédures réglementaires suivies pour les levés et l'évaluation des failles ou des structures géologiques susceptibles de poser problème, mais pour lesquels on ne possède pas de preuves tangibles, se trouvant à un site ou à proximité d'un site nucléaire en exploitation ou faisant l'objet d'un examen en vue de la délivrance ou du renouvellement d'un permis? S'il existe des sites nucléaires qui ont été (ou qui sont) visés par cette procédure, quels sont-ils, et comment ces questions sont-elles réglées?	L'un des moyens réglementaires dont on se sert pour des tremblements de terre susceptibles d'avoir des incidences sur les centrales nucléaires est le recours à la norme d'application de la réglementation S-99, intitulée <i>Rapports à soumettre par les exploitants de centrales nucléaires</i> , où l'on précise à l'alinéa (37) du paragraphe 6.3.1 que le titulaire de permis doit faire un rapport à la CCSN à la suite de certains événements, notamment « ... un séisme donnant lieu, sur l'emplacement d'une centrale nucléaire, à un mouvement en champ libre qui dépasse le niveau de déclenchement maximal précisé dans la norme CAN/CSA N289.5 : <i>Seismic Instrumentation Requirements for CANDU Nuclear Plants</i> , de l'Association canadienne de normalisation (CSA), pour les instruments de mesure sismique; ou, en l'absence d'instruments qui répondent à la norme CAN/CSA N289.5, un séisme dont la magnitude est supérieure à 5 sur l'échelle de Richter ». Toutes les centrales canadiennes se conforment à cette exigence réglementaire.
68	Hongrie	Article 14	3.14.7, p.35	Quel est l'état de la qualification environnementale (QE) des différentes centrales nucléaires canadiennes?	On a ajouté aux permis une condition exigeant de chaque titulaire de permis qu'il s'assure, avant le 30 juin 2004, que tous les systèmes spéciaux de sûreté et tous les systèmes connexes, y compris l'équipement, les composants, les barrières de protection et les structures, pourront remplir leurs fonctions de sûreté dans des conditions environnementales définies par l'accident de référence des installations nucléaires. On a demandé à chaque titulaire de démontrer à la CCSN que ces exigences de qualification environnementale avaient été respectées et que toute anomalie se rattachant à de l'équipement ou à des conditions spécifiques avait été relevée et qu'un échéancier pour y remédier avait été proposé. Tous les titulaires de permis se sont conformés à cette condition. Dans chaque cas, certains équipements doivent toujours être qualifiés sur le plan environnemental, ou encore remplacés. Ces équipements ne

	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
					posent aucun risque pour la sûreté et ont fait l'objet d'une évaluation technique. La QE des tranches 1, 2 et 3 de Pickering-A ainsi que des tranches 1 et 2 de Bruce-A sera réalisée lorsque ces tranches seront ramenées à l'état d'exploitation.
SECTION 14 : ÉVALUATION ET VÉRIFICATION DE LA SÛRETÉ					
Bilan périodique de la sûreté (BPS)					
69	Japon	Section 14.1	3.14.1.2, p.31, L.28	On mentionne à la section 3.14.1.2 : « Le guide NS-G-2.10 de l'AIEA, <i>Periodic Safety Review (PSR)</i> , prévoit qu'il y aurait, de temps à autre, des bilans exhaustifs de sûreté des centrales nucléaires comparant la situation aux pratiques courantes. » En ce qui a trait aux normes internationales, expliquer ce que la CCSN envisage de faire concernant les normes de sécurité de l'AIEA, sauf le guide NS-G-2.10 mentionné précédemment, dans le cadre de ses règlements sur la sûreté nucléaire. La CCSN a-t-elle l'intention d'harmoniser ses normes nationales avec celles de l'AIEA ? Si vous avez prévu une démarche en ce sens, veuillez l'expliquer.	Dans le Deuxième rapport canadien, à la section 7 on précise que « L'autorité et la responsabilité de la CCSN sont précisées à l'article 9 de la <i>Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires (LSRN)</i> , comme suit :... afin que ces activités soient exercées en conformité avec les mesures de contrôle et les obligations internationales que le Canada a assumées. » Dans le 3 ^e rapport canadien, à la section 1.0 Introduction, on dit que « Le Canada a été l'un des premiers pays signataires de la <i>Convention sur la sûreté nucléaire</i> Il est d'ailleurs l'un de ses promoteurs et l'un des plus ardents défenseurs de ses objectifs. À ce titre, il s'efforce de s'acquitter des obligations que lui fait la Convention comme le démontrent les deux premiers rapports... » En outre, le Canada a souvent participé à l'élaboration des normes de sécurité de l'AIEA, par exemple, à la première version du guide NS-G-2.10 de l'AIEA, <i>Periodic Safety Review (PSR)</i> , qui portait le numéro 50-SG-12 (voir l'annexe 9 pour plus de renseignements sur l'utilisation des BPS au Canada). Un autre exemple est celui de l'élaboration, par le personnel de la CCSN, de nouveaux fondements des permis pour de nouvelles centrales dont l'aménagement est envisagé au Canada. L'ébauche de ces nouveaux fondements a été élaborée d'après la norme de sûreté NS-R-1 de l'AIEA, intitulée <i>Safety of Nuclear Power Plants: Design</i> (voir l'annexe 6 pour plus de renseignements). En résumé, la CCSN tient compte de certaines normes existantes lorsqu'elle élabore ses normes d'application de la réglementation. Selon le besoin, cela comprend l'adoption, l'établissement de renvois, l'utilisation de normes comme fondement ou l'harmonisation avec les normes de l'AIEA ou d'autres normes. Les normes d'application de la réglementation sous-tendent le cadre juridique dans lequel la CCSN fonctionne en imposant des obligations aux titulaires de permis, lorsque la norme est citée dans un permis ou un autre instrument ayant force de loi.
70	République de Corée	Article 14	3.14.1	Veuillez donner des précisions concernant les « écarts identifiés » entre vos processus de délivrance de permis et de conformité actuels, du point de vue de la sûreté et des attentes de l'AIEA relatives aux BPS.	Veuillez consulter l'annexe 9 pour une réponse détaillée concernant l'équipe ayant été formée pour le projet canadien visant la détermination des écarts potentiels entre les domaines de sûreté traités par la CCSN et les facteurs liés à la sûreté dont on tient compte dans les BPS de l'AIEA.

	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
71	République de Corée	Généralités	2.2	Quelles sont les commentaires ou recommandations spécifiques au CANDU faits par l'équipe OSART (<i>Operational Safety Review Team</i>) de l'AIEA?	L'équipe OSART de l'AIEA n'a formulé ni recommandations ni commentaires spécifiques sur la conception CANDU. Le rapport OSART a été rendu public au Canada et une copie peut être obtenue sur demande.
72	Pakistan	Article 14	p.32	Le bilan périodique de la sûreté (BPS), qui est une réévaluation globale de la sûreté d'une centrale nucléaire en exploitation, est considéré partout dans le monde comme une activité bénéfique en vue de fournir une assurance sur le plan de la sûreté se basant sur les normes et pratiques de sûreté actuelles. En vous reportant à la section 3.14.1.2, pourriez-vous préciser quelles sont les réserves de la CCSN et des centrales nucléaires en ce qui concerne l'introduction et la mise en oeuvre des BPS au Canada?	Le Canada reconnaît que les bilans périodiques de la sûreté (BPS) constituent une activité avantageuse. Cependant, aucune décision relative à l'utilisation des BPS au Canada n'a encore été prise. (Pour des renseignements détaillés sur l'utilisation des BPS au Canada, se reporter à l'annexe 9.) Notre principale réserve tient à notre désir de s'assurer que tout changement apporté le soit de manière efficace et efficiente et que tout fardeau additionnel pour l'organisme de réglementation ou les titulaires de permis soit justifié.
73	Royaume-Uni	Article 14	3.14.1.2, p.31-32	A-t-on pris une décision concernant la mise en oeuvre des bilans périodiques de la sûreté? Jusqu'ici, qu'a-t-on fait pour confirmer que la conception de référence et les hypothèses relatives à la délivrance du permis sont encore valides et que la centrale est dans un état adéquat pour prolonger la période d'exploitation?	À l'heure actuelle, la CCSN n'utilise pas les BPS dans le processus de renouvellement du permis. Voir l'annexe 9 pour plus de renseignements sur l'utilisation des bilans périodiques de la sûreté (BPS) au Canada. Il suffit ici d'indiquer que les éléments du BPS, comme la gestion du vieillissement, l'analyse de la sûreté et les modifications à la conception, sont inclus dans les rapports produits par le titulaire de permis et présentés à la CCSN aux fins d'examen et d'approbation (voir l'annexe 11 pour plus de renseignements). Les données de comparaison entre le rendement réel et les attentes sont également fournies, tout comme les rapports d'inspection de l'équipement (voir l'annexe 2 pour plus de renseignements). Ces renseignements permettent une vérification continue de la validité des hypothèses relatives à la délivrance du permis et indiquent si la centrale est dans un état permettant de poursuivre l'exploitation.
74	Japon	Section 14.2	3.14.1.2, p.32, L.46	Àu dernier paragraphe (lignes 3-5) de la section 3.14.1.2, on mentionne : « Si la CCSN décide d'utiliser les BPS, il faudra probablement au moins cinq ans pour les produire et les mettre en oeuvre au Canada. » Quelle est la différence entre les BPS et « les actuels bilans de sûreté d'exploitation entrepris en vertu des processus canadiens de délivrance de permis et de conformité », mentionnés au paragraphe précédent (ligne 1-2)?	(Note : voir l'annexe 9 pour plus de renseignements sur l'utilisation des BPS au Canada) a) La principale différence se situe dans l'intégration et la disponibilité en temps opportun des renseignements concernant la délivrance d'un permis. Dans le contexte canadien actuel, les renseignements relatifs aux changements concernant la sécurité ne sont pas intégrés à une seule évaluation globale. Chacun des principaux sujets est évalué indépendamment. La documentation relative à la délivrance du permis est mise à jour afin de refléter les changements découlant de ces évaluations. b) On estime à cinq ans le temps minimal requis en raison des changements nécessaires aux cadres juridiques et réglementaires.

	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
				Quelle est la principale raison pour laquelle au moins cinq années sont requises pour produire et mettre en oeuvre les BPS au Canada?	Parce que l'évaluation indépendante devra se poursuivre en parallèle à l'introduction et la mise en œuvre de ces changements, on s'attend à ce que le personnel de la CCSN mette environ un an et demi pour formuler ses exigences; que les titulaires de permis mettent environ deux ans pour effectuer les travaux nécessaires et les documenter; que la CCSN mette environ un an pour examiner ces travaux et formuler des recommandations à l'intention de la Commission; et qu'il faille environ six mois pour régler toutes les questions et tenir des audiences pour le renouvellement des permis basé sur un rapport BPS final satisfaisant.
75	Roumanie	Article 7		Les bilans périodiques de la sûreté (BPS) sont de rigueur en Europe et considérés comme des fondements des permis des centrales nucléaires pour de longues périodes (habituellement dix ans). Le BPS est-il l'une des options envisagées par le CANADA pour le renouvellement éventuel des permis? Et pour quelle période d'autorisation?	Pour ce qui est de l'utilisation actuelle et future des BPS au Canada et de la manière dont ils pourraient être associés à la durée des permis, veuillez vous reporter à l'annexe 9 pour plus de renseignements. Le Canada reconnaît que les bilans périodiques de la sûreté (BPS) sont avantageux. Cependant, une décision relative à leur utilisation au Canada n'a pas encore été prise. Notre principale réserve tient à notre désir de s'assurer que tout changement apporté le soit de manière efficace et efficiente et que tout fardeau additionnel pour l'organisme de réglementation ou le titulaire de permis sera justifié.
76	Finlande	Article 14	3.14.1.2	À la section 3.14.1.2, la question du bilan périodique de la sûreté est examinée. Pourriez-vous nous informer si une décision a été prise relativement à l'utilisation du bilan périodique de la sûreté et des justifications pour celle-ci?	Le Canada reconnaît que les bilans périodiques de la sûreté (BPS) sont avantageux. Cependant, aucune décision quant à leur utilisation n'a encore été prise au Canada. Notre principale réserve tient à notre désir de s'assurer que tout changement apporté le soit de manière efficace et efficiente et que tout fardeau additionnel pour l'organisme de réglementation ou les titulaires de permis sera justifié. Voir l'annexe 9 pour plus de renseignements sur les décisions relatives à l'utilisation des BPS au Canada.
77	Royaume-Uni	Article 7	3.7.2.2.3, p.15	En ce qui concerne la prolongation de la durée des permis, le rapport de 2002 de la CCSN décrit le processus qui sera suivi pour les renouvellements de deux ans, et le rapport de 2005 indique les mesures additionnelles qui ont été prises pour justifier une période plus longue. Il ne semble y avoir aucune exigence relativement à la mise à jour des rapports de sûreté qui reflèterait l'état et la configuration actuels des centrales. La mise en oeuvre des bilans périodiques de la sûreté qui suivraient de façon générale les lignes directrices de l'AIEA permettrait-elle de corriger la situation?	La norme d'application de la réglementation S-99 de la CCSN exige une mise à jour de la description de l'installation et du rapport de sûreté tous les trois ans (voir l'annexe 1 et annexe 11 pour plus de renseignements). Par conséquent, puisque la démarche canadienne permet déjà d'assurer que le rapport de sûreté est mis à jour tous les trois ans, cela semble dépasser les exigences des bilans périodiques de la sûreté (qui sont habituellement réalisés tous les dix ans). Cependant, tel qu'indiqué à l'annexe 9, la CCSN examine la démarche canadienne actuelle en matière de délivrance de permis la comparant au guide de l'AIEA sur les BPS afin de déterminer s'il y a des lacunes à combler.
78	Hongrie	Section 7.2.2	3.7.2.2.3, p.15	La prolongation de la durée des permis est-elle seulement une possibilité, ou	a) Plusieurs titulaires de permis canadiens se sont déjà vus accorder des permis pour une durée plus longue que deux ans. À chaque

	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
				<p>a-t-on l'intention de procéder de la sorte pendant une période de temps donnée?</p> <p>Existe-t-il un lien avec l'intervalle entre les BPS? Comment s'assure-t-on que les compagnies d'électricité pensent au long terme?</p>	<p>renouvellement de permis, le titulaire de permis doit démontrer aux commissaires qu'il est qualifié pour exploiter l'installation et qu'il prendra les dispositions nécessaires pour la préservation de la santé et la sécurité des personnes et pour la protection de l'environnement.</p> <p>b) Tel qu'indiqué à l'annexe 9, les BPS ne sont pas des exigences actuellement requises au Canada. Peu importe la durée du permis, la Commission doit être convaincue que le titulaire de permis et les installations satisfont aux exigences réglementaires. Quant à l'assurance à long terme, le personnel de la CCSN est autorisé à évaluer le rendement des titulaires de permis et à promouvoir, vérifier et faire observer les exigences réglementaires, y compris celles contenues dans un permis. Par le biais de ces activités courantes, le personnel et les commissaires obtiennent l'assurance que le titulaire de permis prend les dispositions nécessaires pour le court et le long terme. En outre, l'évaluation à long terme repose sur les programmes de gestion de la durée de vie des centrales (voir l'annexe 13), y compris l'aptitude fonctionnelle des composants, lesquels programmes ont été présentés à la CCSN. Ces programmes permettent de repérer la détérioration des principaux composants, d'établir les mécanismes probables de détérioration et de programmer les inspections nécessaires pour vérifier si le taux de détérioration correspond à ce qui est prévu pour la durée de vie des composants. Des résultats imprévus ou une détérioration moindre que celle attendue seront indiqués dans la mise à jour annuelle des documents.</p>

SECTION 14 : ÉVALUATION ET VÉRIFICATION DE LA SÛRETÉ

Étude probabiliste de sûreté (EPS)

79	Argentine	Généralités	2.5, p.9	<p>Les organisations responsables examinent actuellement des EPS à titre d'outils qui pourraient permettre une évaluation de la sûreté plus exhaustive en fonction des risques, pouvant éventuellement alléger les limites trop prudentes mais aussi mener à des restrictions et conditions dans certains domaines que n'auraient pas suffisamment approfondis les études déterministes.</p> <p>De quels critères la CCSN se servira-t-elle pour évaluer l'allègement potentiel et les nouvelles limites et conditions proposées par les organisations</p>	<p>Seul un petit nombre de critères prédéfinis seront fixés. De façon générale, la décision tiendra compte du fait que la demande donnera lieu ou non à une augmentation du risque d'accident. Dans tous les cas, les titulaires de permis devront respecter les conditions de leurs permis.</p> <p>Lorsqu'un titulaire de permis appuie sa demande par une analyse coûts-avantages, une décision sera prise conformément à la politique P-242 de la CCSN, intitulée <i>Examen des coûts et des avantages</i> (on peut la consulter sur le site web de la CCSN (www.suretenucleaire.gc.ca), afin que :</p> <ul style="list-style-type: none"> - l'information sur les coûts et les avantages soit seulement l'un des facteurs considérés lors de la prise de décisions ou de mesures d'application, et cela ne supplante pas les exigences juridiques et autres considérations réglementaires valides; - l'information sur les coûts et avantages ainsi que son examen peuvent être de nature quantitative ou qualitative.
----	-----------	-------------	-----------------	--	---

	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
				responsables suite à l'application des EPS dans les centrales nucléaires canadiennes?	
80	Roumanie	Article 14		On mentionne dans le rapport que pour les titulaires de permis, les études probabilistes de sûreté (EPS) constituent un fondement de la prise de décision en fonction du risque en ce qui a trait aux stratégies de gestion de l'exploitation, de l'entretien et des arrêts pour fins d'entretien dans les centrales. La CCSN réalise-t-elle des calculs indépendants pour être en mesure de se fier aux décisions prises par les titulaires de permis? Quels sont les outils utilisés à cette fin et les dispositions prises entre la CCSN et les centrales nucléaires (p. ex. utilisation des mêmes outils informatiques, indicateurs de fiabilité et modèles EPS)?	Dans le cadre de l'examen réglementaire des EPS des titulaires de permis, la CCSN crée des répliques à l'aide d'un de ses outils (SAPHIRE). Cela a permis à son personnel de détecter des erreurs et des fautes dans l'EPS originale. Les répliques (jusqu'à présent, une seule réplique EPS, pour Bruce-B, a été complétée) peuvent également être utilisées pour vérifier la validité des arguments des titulaires de permis à la lumière des résultats des EPS.
81	Japon	Généralités	2.5, p.9, L.9	On examine actuellement les EPS à titre d'outils qui pourraient permettre une évaluation de la sûreté plus exhaustive en fonction des risques, pouvant éventuellement alléger les limites trop prudentes mais aussi mener à des restrictions et conditions dans certains domaines que n'auraient pas suffisamment approfondis les études déterministes. La CCSN suit ce dossier et participe à des discussions pertinentes avec les titulaires de permis. Les progrès dans ce domaine se poursuivent. 1) Comment la CCSN reflètera-t-elle les EPS réalisées par les titulaires de permis dans une réglementation fondée sur le risque, si l'on suppose que la CCSN appliquera les EPS ou les BPS à la réglementation à l'avenir? La politique fondamentale de la CCSN, comme l'acceptation des résultats des titulaires de permis tels qu'ils sont, ou la réévaluation comparée à une norme qui	Les résultats des EPS des titulaires de permis ne sont pas acceptés tels quels. Dans le cadre de l'examen réglementaire de ces EPS, la CCSN créera des répliques à l'aide de son propre outil (SAPHIRE). Cela a permis à son personnel de détecter des erreurs ou des fautes dans l'EPS originale. Les répliques (jusqu'à présent, une seule réplique EPS, pour Bruce-B, a été complétée) peuvent également être utilisées pour vérifier la validité des arguments des titulaires de permis à la lumière des résultats des EPS. L'examen des EPS des titulaires de permis vise à accroître la confiance dans les résultats EPS. L'examen comprend une interaction avec le titulaire de permis et ses résultats sont communiqués aux titulaires. On ne s'attend pas à ce que les résultats des EPS soient reflétés dans les règlements. Cependant, ils ont été et seront reflétés au cas par cas dans les exigences réglementaires. Par exemple, plusieurs décisions de réglementation ont été prises à la lumière des résultats EPS. Le personnel de la CCSN a utilisé les résultats de l'EPS de Pickering-A (ERPA) pour définir la portée des accidents à étudier dans l'évaluation environnementale connexe. Le personnel de la CCSN a également demandé que plusieurs modifications soient incluses à titre de condition pour le redémarrage des réacteurs de Pickering-A en fermeture temporaire. Ces modifications ont permis de corriger les principales faiblesses de la centrale qui avaient été détectées par l'EPS. Certains titulaires de permis ont utilisé les résultats de l'EPS pour appuyer l'utilisation d'analyses coûts-avantages et afin d'établir un plan d'action

	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
				<p>pourrait être établie par la CCSN, ou par la mise en oeuvre indépendante faite par la CCSN elle-même, a-t-elle été discutée ou établie?</p> <p>2) L'information découlant des EPS réalisés par des titulaires de permis a-t-elle été reflétée dans la réglementation? Par exemple, les besoins de gestion des accidents et pour tenir compte d'une vulnérabilité d'une centrale révélée par une EPS effectuée volontairement seront-ils reflétés dans la réglementation?</p>	<p>pour les dossiers génériques (p. ex. le dossier générique 95G02) et pour les modifications de centrale (projet de remise à neuf de Point Lepreau). Le personnel de la CCSN a tenu compte de cette information dans son processus décisionnel.</p>
82	États-Unis	Section 14.1	Section 3.14.1	<p>La section 3.14.1 et des réponses aux questions de 2002 portent sur les EPS des titulaires de permis et précisent le niveau 3 pour Bruce-A, Bruce-B et Pickering-A, ainsi que sur les travaux de réfection à Point Lepreau et à Gentilly-2, avec une politique en préparation nécessitant une EPS de niveau 2 pour chaque installation. Quel est le calendrier pour compléter un EPS de niveau 2 pour chaque installation?</p> <p>Quel est l'état actuel de l'élaboration des EPS et les plans de remise à neuf de toutes les tranches?</p> <p>La CCSN prévoit-elle procéder à un audit des EPS des titulaires de permis ou réaliser ses propres évaluations du risque indépendantes?</p>	<p>L'EPS de Point Lepreau est en cours et devrait être achevée d'ici la fin de 2006. L'EPS de Gentilly-2 est conditionnelle à la décision relative à la remise à neuf. Si la remise à neuf n'est pas approuvée, la CCSN prendra une décision concernant le calendrier requis.</p> <p>Pour Pickering-A, les améliorations apportées ont permis de réduire la fréquence des dommages au coeur (FDC) d'un facteur de 5 (en la faisant passer de $1,4 \times 10^{-4}$ à environ 3×10^{-5}). La mise à jour de l'ERPA (évaluation du risque de Pickering-A) devrait se faire après l'achèvement de l'EPS de Pickering-B (ERPB) et l'évaluation du risque de Darlington-A (ERDA). La centrale révisé actuellement l'ERPA. L'EPS originale de Darlington (EPSD – 1993) a été mise à jour dans l'ERDA. Un examen de la centrale a été réalisé. La version finale vient d'être terminée et devrait être remise à la CCSN en février 2005.</p> <p>L'EPS de Bruce-B a été publiée en 1999. Elle a donné lieu à des améliorations du système de ventilation du bâtiment turbine, à la qualification environnementale de certaines pièces d'équipement et à la construction des murs et des déflecteurs qui protègent les systèmes auxiliaires contre les conditions environnementales difficiles. Ces améliorations ont fait passer la FDC de 5×10^{-5} à environ 2×10^{-5}. L'EPS de Bruce-A a été publiée de nouveau en 2003 et elle fait actuellement l'objet d'un examen par la CCSN.</p> <p>Le plan normal de la CCSN concernant les examens des EPS des titulaires de permis comprend des mesures de suivi de l'élaboration des EPS, l'examen interne et la mise au point d'une réplique (basée sur les arbres de défaillance électronique et les arbres des événements des titulaires de permis) se servant de SAPHIRE.</p>
83	Japon	Section 14.2	3.14.1.4, p.33,	<p>En réalisant cette évaluation exhaustive, Bruce Power a examiné les rapports de</p>	<p>En 2003, Bruce Power a présenté le principal rapport de son étude probabiliste des risques à Bruce-A (EPRBA). Cette EPS est une</p>

	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
			L.33	<p>sûreté antérieurs et actuels, ainsi que l'évaluation sismique et l'EPS en cours relatives à Bruce-A. Bruce Power a alors comparé ces évaluations aux facteurs de sûreté BPS (bilan périodique de sûreté) de l'AIEA (voir la section 3.14.1). Elle a conclu que les tranches 3 et 4 de Bruce-A pourraient être exploitées de manière sûre, fiable et en conformité avec les exigences réglementaires jusqu'à la fin de leur vie utile, suite à l'achèvement des travaux de redémarrage.</p> <p>Les titulaires de permis effectuent probablement les EPS des centrales nucléaires de manière volontaire; cela constitue pour eux un fondement du processus de prise de décision en fonction du risque.</p> <p>1) Selon le rapport, Bruce Power pourrait appliquer les résultats EPS dans le cadre de l'évaluation de la sûreté des centrales; elle a conclu que les tranches respectent les exigences réglementaires. Cela semble constituer une mesure prématurée de réglementation qui serait en fonction du risque. La CCSN a-t-elle accepté les résultats de l'évaluation de la sûreté de Bruce Power?</p> <p>2) L'information découlant des EPS réalisées par les titulaires de permis a-t-elle été reflétée dans la réglementation? Par exemple, les besoins de gestion des accidents et pour tenir compte d'une vulnérabilité d'une centrale révélée par une EPS effectuée volontairement seront-ils reflétés dans la réglementation?</p>	<p>évaluation des risques d'événement interne de niveau 3 qui a été entreprise afin de confirmer, aux yeux de Bruce Power et de la CCSN, que la centrale, une fois en exploitation, atteindra des niveaux de sûreté acceptables. Elle visait également à fournir des résultats basés sur la connaissance du risque à l'appui du processus décisionnel de Bruce Power en ce qui a trait aux aspects de conception et aux questions opérationnelles en vue du redémarrage. La méthode EPS, le modèle et les données utilisées par le modèle font actuellement l'objet d'un examen approfondi par la CCSN. L'EPRBA a effectivement permis de confirmer que Bruce-A atteindra des niveaux acceptables de sûreté tels qu'établis par rapport aux objectifs et limites de sûreté déterminés par Bruce Power pour ce qui est des dommages graves au cœur, des rejets importants, et des taux de mortalité précoce et retardée. Au terme de l'EPRBA, plusieurs modifications ont été apportées à la conception et aux procédures d'exploitation afin de réduire la fréquence des dommages graves au cœur à Bruce-A (p. ex. pompes alimentées au diesel du circuit de refroidissement d'urgence des générateurs de vapeur, déclenchement manuel des disjoncteurs suite à une défaillance du commutateur manuel du disjoncteur). L'intégration de ces données dans le modèle EPRBA et la détermination de l'ampleur des incidences sur la fréquence des DIC (dommages importants au cœur) n'ont pas encore été entreprises.</p> <p>On ne s'attend pas à ce que les résultats des EPS soient reflétés dans les règlements. Cependant, ils ont été et seront reflétés au cas par cas dans les exigences réglementaires. Ainsi, plusieurs décisions de réglementation ont été prises en tenant compte des résultats EPS. Par exemple, le personnel de la CCSN a utilisé les résultats de l'EPS de Pickering-A (ERPA) pour définir la portée des accidents à étudier dans l'évaluation environnementale connexe. Il a également demandé que plusieurs modifications soient incluses comme condition au redémarrage des réacteurs de Pickering-A en fermeture temporaire. Ces modifications avaient pour but de corriger les faiblesses de la centrale détectées dans l'EPS. Certains titulaires de permis ont utilisé les résultats de l'EPS pour appuyer l'utilisation d'analyses coûts-avantages et afin d'établir un plan d'action en vue de fermer certains dossiers génériques (p. ex. le dossier générique 95G02) et de procéder à des modifications dans les centrales (projet de remise à neuf de Point Lepreau). Le personnel de la CCSN en a tenu compte lors de la prise de décision.</p>
84	Chine	Section 14.1	4.1, p.53	Quel est l'état actuel de l'élaboration de la norme d'application EPS (S-294) pour l'industrie nucléaire canadienne?	Une ébauche de la norme d'application de la réglementation S-294 a été publiée en juin 2004 pour obtenir les observations du public. Ces observations ont été étudiées et la norme révisée fait actuellement l'objet d'une validation finale par le service juridique et par le personnel

	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
					de la CCSN. La version finale sera ensuite soumise à l'approbation de la direction de la CCSN en vue de sa publication. Le document S-294 devrait être accessible au printemps 2005 sur le site web de la CCSN (www.suretenucleaire.gc.ca).
85	France	Section 7.2.1	3.7.2.1, p.13	Bien que le contenu du rapport soit plutôt restreint, on y trouve à dix-sept reprises l'expression « basée sur la connaissance du risque » sans toutefois que l'avantage de choisir une telle démarche de réglementation soit expliqué. A-t-on l'intention d'utiliser de manière systématique les résultats des EPS ou de remplacer ce que l'on appelait le « jugement technique »? Le Canada pourrait-il illustrer cette démarche servant à réviser le cadre de réglementation en fournissant des exemples de questions de sûreté, dont l'analyse a été entreprise ou rejetée en suivant une telle démarche?	<p>Tel qu'expliqué à l'annexe 8, la réglementation en fonction du risque est un objectif interne et n'est pas entièrement mise en oeuvre. Plus particulièrement, elle requiert des documents et procédures connexes qui continuent d'être élaborés. Cependant, un nouveau document sur les fondements des permis (décrit en détails à l'annexe 6) qui est en préparation pour les nouveaux réacteurs illustre une démarche en fonction du risque portant sur un grand nombre d'aspects.</p> <p>Plusieurs décisions de réglementation ont été prises à la lumière des résultats d'EPS. Par exemple, le personnel de la CCSN a utilisé les résultats de l'EPS de Pickering-A (ERPA) pour définir la portée des accidents à étudier dans l'évaluation environnementale connexe. Il a également demandé que soient apportées plusieurs modifications comme condition au redémarrage des réacteurs de Pickering-A en fermeture temporaire. Ces modifications ont permis de corriger les principales faiblesses de la centrale identifiées dans l'EPS. Certains titulaires de permis ont utilisé les résultats EPS pour appuyer l'utilisation d'analyses coût-avantages afin d'établir un plan d'action pour la résolution des dossiers génériques (p. ex. dossier générique 95G02) et pour les modifications à apporter à la centrale (projet de remise à neuf de Point Lepreau). Le personnel de la CCSN a tenu compte de cette information dans son processus décisionnel.</p>
86	Chine	Section 14.1	14.1, p.53	Veillez donner un bref aperçu du contenu de la norme S-98 sur les programmes de fiabilité mise en application au Canada. Comment les centrales nucléaires du Canada appliquent-elles cette norme?	<p>La norme S-98 de la CCSN a été révisée. La version révisée a été publiée pour obtenir les observations du public en janvier 2005. Elle peut être consultée sur le site web de la CCSN (www.suretenucleaire.gc.ca).</p> <p>La norme S-98 de la CCSN exige du titulaire de permis qu'il élabore et mette en œuvre un programme de fiabilité officiel. Ce programme doit :</p> <ul style="list-style-type: none"> • classer les systèmes de la centrale nucléaire en fonction de leur importance pour la sûreté; • établir des objectifs de fiabilité pour les systèmes importants pour la sûreté; • optimiser les programmes de surveillance et d'entretien; • produire des rapports annuels sur le rendement des systèmes en matière de fiabilité. <p>La norme a été publiée à l'origine en décembre 2001. Depuis, la CCSN a rencontré l'industrie à trois reprises en ce qui a trait à sa mise en œuvre. L'industrie connaît une période de grâce pour ce qui est de la mise en œuvre des exigences de la norme S-98, car leur intégration</p>

	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
					<p>aux permis n'a pas encore été faite (date cible : fin de 2005). Les consultations avec l'industrie ont permis de soulever une série de questions techniques à éclaircir (p. ex. portée de la norme S-98, souplesse dans l'établissement des objectifs, temps de modélisation et défaillances fonction de la demande, modélisation des systèmes auxiliaires).</p> <p>Afin de répondre à la norme S-98, l'industrie, sous l'égide du Groupe des propriétaires de CANDU, a constitué des groupes de travail dans le but de discuter et de définir des assises communes comme les systèmes importants pour la sûreté et les objectifs de fiabilité, la modélisation de la fiabilité, le programme de fiabilité et la production de rapports sur le sujet. Ces groupes de travail ont produit des ébauches de documents que l'industrie révisé maintenant. À l'heure actuelle, chaque titulaire de permis définit son propre programme de fiabilité en se servant des résultats du Groupe des propriétaires de CANDU comme cadre.</p> <p>Au début de 2005, le personnel de la CCSN avait visité tous les titulaires de permis (quatre entreprises qui exploitent au total vingt-deux réacteurs, dont cinq sont en fermeture temporaire) dans le but d'évaluer l'état d'application de la norme S-98, de discuter de la version révisée de la norme et de soulever toute question en suspens qui pourrait empêcher l'industrie de mettre la norme en oeuvre en 2005 comme elle l'a prévu.</p> <p>De façon générale, les titulaires de permis qui ont élaboré des EPS n'ont aucune difficulté à interpréter la norme révisée ou à mettre en oeuvre le programme, ce qui devrait se faire d'ici la fin de 2005. Par ailleurs, ceux qui n'ont pas terminé ou révisé les EPS font face à un certain défi puisqu'ils auront à définir la liste des systèmes importants pour la sûreté et leurs objectifs de fiabilité, etc. Il faudra aussi prendre en compte la décision concernant la remise à neuf des centrales approchant de la fin de leur durée de vie, lorsqu'il s'agira de comparer les efforts requis par rapport aux avantages attendus.</p>
87	Chine	Article 14.1	14.1, p.53	<p>Veillez donner un bref aperçu du contenu de la norme S-98 sur les programmes de fiabilité mise en application au Canada.</p> <p>Comment les centrales nucléaires du Canada appliquent-elles cette norme?</p>	<p>(Remarque : Cette question a déjà été posée. La Chine en a été informée. La même réponse est répétée car la Chine n'a pas corrigé la situation sur le site web CNS contrôlé par l'AIEA).</p> <p>La norme S-98 de la CCSN a été révisée. La version révisée a été publiée pour obtenir les observations du public en janvier 2005. Elle peut être consultée sur le site web de la CCSN (www.suretenucleaire.gc.ca).</p> <p>La norme S-98 de la CCSN exige du titulaire de permis qu'il élabore et</p>

	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
					<p>mette en œuvre un programme de fiabilité officiel. Ce programme doit :</p> <ul style="list-style-type: none"> • classer les systèmes de la centrale nucléaire en fonction de leur importance pour la sûreté; • établir des objectifs de fiabilité pour les systèmes importants pour la sûreté de la centrale; • optimiser les programmes de surveillance et d'entretien; • produire des rapports annuels sur le rendement des systèmes en matière de fiabilité. <p>La norme a été publiée en décembre 2001. Depuis, la CCSN a rencontré l'industrie à trois reprises concernant sa mise en œuvre. L'industrie connaît une période de grâce pour ce qui est de la mise en œuvre des exigences de la norme S-98, car leur intégration aux permis n'a pas encore été faite (date cible : fin de 2005). Les consultations avec l'industrie ont permis de soulever une série de questions techniques à éclaircir (p. ex. portée de la norme S-98, souplesse dans l'établissement des objectifs, temps de modélisation et défaillances fonction de la demande, modélisation des systèmes auxiliaires).</p> <p>Afin de répondre à la norme S-98, l'industrie, sous l'égide du Groupe des propriétaires de CANDU, a constitué des groupes de travail dans le but de discuter et de définir des assises communes comme les systèmes importants pour la sûreté et les objectifs de fiabilité, la modélisation de la fiabilité, le programme de fiabilité et les rapports sur le sujet. Ces groupes de travail ont déjà produit des ébauches de documents que l'industrie révise maintenant. À l'heure actuelle, chaque titulaire de permis définit son propre programme de fiabilité à l'aide des résultats du Groupe des propriétaires de CANDU comme cadre.</p> <p>Au début de 2005, le personnel de la CCSN avait visité tous les titulaires de permis (quatre entreprises qui exploitent au total vingt-deux réacteurs, dont cinq sont en fermeture temporaire) pour évaluer l'état d'application de la norme S-98, discuter de la version révisée de la norme et soulever toute question en suspens qui pourrait empêcher l'industrie de mettre en œuvre la norme S-98 en 2005, comme elle l'a prévu.</p> <p>De façon générale, les titulaires de permis qui ont élaboré des EPS n'ont aucune difficulté à interpréter la norme révisée ou à mettre en œuvre le programme, ce qui devrait se faire d'ici la fin de 2005. Par ailleurs, ceux qui n'ont pas terminé ou révisé les EPS font face à un certain défi puisqu'ils auront à définir les systèmes importants pour la sûreté et les objectifs de fiabilité, etc. Un autre facteur important est la décision à prendre concernant la remise à neuf des centrales approchant de la fin de leur durée de vie, lorsque l'on devra comparer les efforts requis et les avantages attendus.</p>

	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
SECTION 14 : ÉVALUATION ET VÉRIFICATION DE LA SÛRETÉ					
Gestion de la durée de vie des centrales (GDVC)					
88	Japon	Généralités	2.6, p.9, L.26	<p>Au troisième paragraphe de la section 2.6, on explique que « les titulaires de permis ont élaboré des programmes de gestion de la durée de vie des centrales qui permettent l'évaluation systématique, la détection en temps opportun, l'atténuation, la consignation et la documentation des effets substantiels du vieillissement des SSC. »</p> <p>En ce qui concerne le « vieillissement et la gestion de la durée de vie des centrales au Canada », de quelle manière la CCSN communique-t-elle avec les titulaires de permis? Pourriez-vous expliquer les programmes de la CCSN ayant rapport au vieillissement et à la gestion de la durée de vie des centrales faite par les titulaires de permis?</p> <p>a. Période de gestion du vieillissement et de la durée de vie des centrales à évaluer.</p> <p>b. Points à évaluer. Le programme de gestion du vieillissement est-il compris dans ces points?</p> <p>c. Méthode d'inspection.</p>	<p>Comme dans le cas de toutes les questions de sûreté nucléaire et les questions de réglementation, la CCSN dispose de divers mécanismes pour communiquer avec les titulaires de permis concernant le vieillissement des centrales et la gestion de leur durée de vie : correspondance officielle, rencontres officielles et informelles, avis d'action et directives. De plus, par l'entremise des rapports devant être soumis conformément à la norme d'application de la réglementation S-99, intitulée <i>Rapports à soumettre par les titulaires de permis de centrales nucléaires</i> ainsi que des rapports des inspections faites en cours de fonctionnement et des demandes d'approbation présentées selon les normes N285.4, N285.5 et N287.7 de la CSA, le personnel de la CCSN demeure au courant de l'évolution des connaissances des titulaires de permis sur la détérioration due au vieillissement. Voir l'annexe 13 pour ce qui est du vieillissement des centrales et de la surveillance réglementaire.</p>
89	Bulgarie	Article 6	p.11	Quelle est la durée de vie d'un réacteur nucléaire au Canada?	<p>Il n'y a pas de durée de vie prédéterminée au Canada pour les réacteurs nucléaires; on mise essentiellement sur l'aptitude fonctionnelle des systèmes, structures et composants (SSC) importants d'après leur état actuel et futur que l'on détermine grâce aux inspections et aux évaluations. Cependant, la CCSN évalue continuellement les évaluations de l'état des SSC importants faites par les titulaires de permis pour améliorer la prévision de leur durée de vie, reconnaître ceux à remplacer aux fins de poursuite de l'exploitation et réduire au minimum le risque associé aux activités réglementées. Voir l'annexe 13 pour plus de renseignements sur la gestion de la durée de vie des centrales (GDVC).</p>
90	Bulgarie	Article 6	p.11	Existe-t-il une disposition législative qui permet de prolonger le permis d'exploitation d'un réacteur dont la	<p>Non. Les centrales nucléaires canadiennes ne sont pas autorisées en fonction d'une durée de vie nominale. Il n'existe aucune disposition dans la <i>Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires</i> (LSRN) ou dans</p>

	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
				durée de vie nominale est expirée?	les règlements de la CCSN à cet effet. Le processus de délivrance de permis qui est actuellement utilisé au Canada (décrit à la section 3.7.2.2 du rapport) comprend le renouvellement continu des permis des centrales nucléaires en autant que l'état de l'installation permet une exploitation sûre. Voir l'annexe 13 pour plus de renseignements.
91	Argentine	Article 14	3.14.6, p.35	Le processus de gestion de la durée de vie de la centrale (GDVC) de Point Lepreau, initié et documenté en 2001, explique la méthode d'élaboration de programmes de surveillance propres aux systèmes et aux composants. S'agissait-il d'une exigence réglementaire obligeant les titulaires de permis à élaborer et mettre en œuvre un programme GDVC dans chaque centrale nucléaire? Comment l'organisme de réglementation contrôle-t-il l'application correcte du programme GDVC? À l'aide de quels critères de sûreté l'organisme de réglementation évalue-t-il l'application du programme GDVC?	Bien qu'il n'y avait pas d'exigence réglementaire explicite visant l'élaboration et la mise en œuvre d'un programme GDVC dans chaque centrale nucléaire, il existe des exigences permettant de s'assurer que les systèmes, structures et composants (SSC) importants pour la sûreté sont aptes au service. Le personnel de la CCSN surveille les activités des titulaires de permis liées à l'exécution du programme GDVC par l'entremise de son programme de conformité décrit à la section 3.7.2.3 du rapport. De plus, il élabore présentement une norme d'application de la réglementation qui servira de fondement réglementaire pour la poursuite des inspections de conformité des programmes de gestion du vieillissement et pour réaliser des évaluations détaillées dans le cadre d'un renouvellement de permis en réponse à une demande portant sur la prolongation à long terme de l'exploitation. Voir l'annexe 13 pour plus de renseignements sur la GDVC au Canada.
92	Japon	Section 14.2	3.14.6, p.35, L.24	Le processus d'Énergie nucléaire NB pour la GDVC, initié et documenté à la fin de l'année 2001, présente la méthode d'élaboration de programmes de surveillance propres aux systèmes et composants. Le processus comprend les étapes suivantes: dresser la liste des SSC essentiels (par exemple, les tubes de force, les tuyaux d'alimentation, les générateurs de vapeur et les soupapes), comprendre les caractéristiques de leur vieillissement, la détection des effets du vieillissement, évaluer les mécanismes de dégradation et le pronostic de la durée de vie. Les SSC de la partie conventionnelle de la centrale sont-ils compris dans l'évaluation du vieillissement? S'ils ne sont pas inclus, comment la CCSN parvient-elle à réglementer les effets du vieillissement sur les SSC de la partie conventionnelle de la centrale?	Les titulaires de permis ont des programmes en place pour surveiller et prévoir les effets de la corrosion accélérée par l'écoulement (CAE) dans les systèmes sous pression « conventionnels ». Suite à l'incident de Mihama, le personnel de la CCSN a examiné ces programmes pour s'assurer qu'un événement semblable ne risquait pas de se produire dans les centrales nucléaires canadiennes. De plus, certains titulaires de permis ont mis en œuvre des programmes d'inspection périodique portant sur certains systèmes conventionnels dont la défaillance peut affecter les conditions dans la salle de commande. Certains titulaires de permis ont également entrepris d'évaluer la durée de vie des conduites et fixations d'un certain nombre de systèmes conventionnels clés afin d'obtenir l'assurance qu'ils atteindront la durée de vie nominale prévue si l'on choisit d'en prolonger la durée de service jusqu'à 50 ans. Ces évaluations portaient sur les conduites de systèmes conventionnels comme le système du condensat, le système d'eau d'alimentation des générateurs de vapeur, le système de décharge de vapeur du condenseur et le système de vapeur auxiliaire. Elles ont permis de formuler des recommandations afin de s'assurer que ces circuits fonctionneront de manière sûre; entre autres la mise en œuvre d'une démarche d'entretien plus prévoyante, un programme d'inspection des fixations des conduites dans l'ensemble de la centrale

	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
					<p>et l'amélioration du programme actuel de surveillance de la CAE dans certains systèmes.</p> <p>De plus, le personnel de la CCSN a conclu à la nécessité d'augmenter le nombre des inspections en cours de fonctionnement des systèmes à haute énergie de la partie conventionnelle de la centrale; il a entrepris de produire une norme d'application de la réglementation en vue d'intégrer ces exigences ainsi que d'autres exigences à l'égard des systèmes sous pression nucléaires et conventionnels.</p> <p>Voir l'annexe 13 pour plus de renseignements sur les programmes de gestion du vieillissement.</p>
93	États-Unis	Section 14.2	3.14.6	<p>À la section 3.14.6, on précise qu'à la fin de 2001, sept des dix-neuf études de gestion de la durée de vie des centrales (GDVC) avaient été complétées et que sept autres étaient en cours. Quelles constatations s'en dégagent? Surtout en ce qui a trait à la détérioration des matériaux et à l'intégrité du confinement?</p>	<p>Certaines constatations se sont dégagées des études sur la gestion de la durée de vie des centrales, et bon nombre d'entre elles concernent le fondement des inspections faites en cours de fonctionnement.</p> <p>On a éprouvé des difficultés, au cours de ces études, à déterminer l'état initial de l'équipement à partir des registres disponibles. On constate, avec le recul, que si l'on avait mieux compris les types de mécanismes de détérioration qui sont importants dans la gestion de la durée de vie des composants, il aurait été avantageux d'effectuer des évaluations et des mesures plus exhaustives de l'état de l'équipement au moment de la construction initiale. Par exemple, même si la composition et l'épaisseur des matériaux constitutifs des conduites ont été spécifiées et vérifiées de façon adéquate, cela n'a pas permis de déterminer avec exactitude l'épaisseur de la paroi du côté externe des coudes de conduites, de divers rayons, ni la composition réelle de l'acier ou des autres matériaux (p. ex. lorsque les spécifications stipulaient une plage acceptable, et que les essais d'acceptation permettent seulement de vérifier que la valeur se situe dans cette plage). Les titulaires de permis ont souvent été incapables de déterminer l'état initial de l'équipement avec assez de précision pour connaître clairement la tendance de la détérioration à long terme, et il a donc fallu augmenter le nombre des inspections faites en cours de fonctionnement pour obtenir les données de référence.</p> <p>Une autre constatation, en ce qui a trait à la réalisation des essais en cours de fonctionnement, est l'importance de répéter les mêmes essais de la même façon et d'établir les tendances avec précision. Par exemple, des essais antérieurs effectués en cours de fonctionnement de certains composants ont simplement vérifié l'aptitude fonctionnelle de ces composants (p. ex. ayant rapport à l'épaisseur des conduites). Un programme de gestion de la durée de vie exige que les résultats soient analysés pour cerner les tendances plutôt que simplement les comparer d'après un critère réussite/échec. Il est donc important de répéter les</p>

	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
					<p>mêmes essais de la même façon. Par exemple, par le passé, on a inclus dans certains cas la détermination de l'épaisseur des coudes des conduites sujettes à l'érosion ou la corrosion. On estime maintenant qu'il n'est pas suffisant d'analyser simplement les tendances dans l'épaisseur minimale mesurée; il faut également s'assurer qu'un relevé exact des tendances de l'épaisseur est disponible pour un certain nombre de coudes importants où les mesures peuvent être répétées. L'endroit où l'épaisseur sera minimale peut varier au fil du temps, ce qui pourrait donner lieu à une mauvaise interprétation des tendances relativement à l'épaisseur et au reste de la durée de vie du coude.</p> <p>D'autres constatations portent sur l'état de l'isolation des câbles, les méthodes d'essai des vieux câbles, l'incidence de l'exposition à long terme à des conditions de faible humidité, la détermination exacte des champs de rayonnement observés au cours de la durée de service, etc. Les questions liées aux élastomères ont également retenu l'attention, y compris la durée de conservation des pièces de remplacement dans les entrepôts et la modification, par les fabricants, des types d'élastomères utilisés dans le remplacement des composants, etc.</p>
94	Allemagne	Article 6	3.6.5, p.12	<p>Les programmes actuels de gestion de la durée de vie (voir paragraphe 2.6) sont utilisés pour réaliser des évaluations plus précises de l'état des SSC.</p> <p>Existe-t-il une démarche générale pour prolonger la durée de vie de toutes les installations?</p>	<p>La démarche canadienne actuelle pour la prolongation de la durée de vie est décrite de manière détaillée à l'annexe 13.</p>
95	Allemagne	Article 13	3.13.3, p.29	<p>Le personnel de la CCSN est toujours préoccupé par la mise en œuvre des programmes d'AQ de trois titulaires de permis en ce qui a trait aux travaux sur les enveloppes de pression qu'ils ont entrepris.</p> <p>Quelles sont les exigences d'AQ spécifiques à la gestion de la durée de vie des centrales en ce qui concerne le vieillissement?</p> <p>Les aspects du vieillissement sont seulement mentionnés globalement aux sections 2.6 et 3.14.6.</p>	<p>La CCSN n'a pas d'exigences spécifiques en matière d'assurance de la qualité (AQ) pour la gestion du vieillissement. Cependant, les titulaires de permis doivent respecter des exigences d'AQ exhaustives pour toutes leurs activités, comme l'exigent leurs permis d'exploitation. Voir l'annexe 14 pour plus de renseignements sur l'AQ concernant les travaux sur les enveloppes de pression.</p>

	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
SECTION 14 : ÉVALUATION ET VÉRIFICATION DE LA SÛRETÉ					
Redémarrage et remise à neuf des centrales					
96	Argentine	Article 6	3.6.5, p.12	<p>Dans le rapport, il est mentionné que les travaux de remise à neuf de Point Lepreau et de Gentilly-2 donneront lieu au remplacement et à l'amélioration de nombreux systèmes, structures et composants (SSC) et qu'ils devraient permettre de prolonger la durée de vie des centrales.</p> <p>Quels principaux aspects viennent confirmer que ces travaux devraient prolonger la durée de vie des centrales nucléaires de Point Lepreau et de Gentilly-2?</p>	<p>La CCSN n'a pas, à l'heure actuelle, d'exigences réglementaires spécifiques à la remise à neuf des réacteurs de puissance au Canada. Par conséquent, les titulaires de permis doivent se conformer aux exigences réglementaires actuelles lorsqu'ils modifient des systèmes, structures et composants (SSC) dans le cadre de la remise à neuf, que celle-ci prolonge ou non la durée de vie de la centrale prévue à l'origine.</p> <p>Pour ce qui est de la centrale nucléaire de Point Lepreau, Énergie nucléaire NB a élaboré un « cadre pour la délivrance de permis » en dix-huit points qui couvre la portée et les plans de mise en oeuvre des travaux de remise à neuf. Ce document a été élaboré suite à l'achèvement d'évaluations détaillées de l'état des systèmes de la centrale et de processus d'examen de la sûreté qui comprenaient, par exemple, un examen de l'état de la centrale par rapport aux programmes et normes actuellement en vigueur, aux centrales nucléaires Wolsong 2/3/4, Qinshan, à la conception des CANDU 6 d'EACL et à l'EPS générique des CANDU 6. Après étude de l'ébauche du cadre pour la délivrance de permis, le personnel de la CCSN a pris position sur les 18 points. Le personnel de la CCSN et Énergie nucléaire NB ont échangé une correspondance volumineuse, ont eu divers entretiens techniques afin de régler les problèmes et d'en venir à un consensus. À l'heure actuelle, la CCSN et Énergie Nouveau-Brunswick s'entendent en principe sur la plupart de ces points.</p> <p>En ce qui concerne Hydro-Québec et sa centrale de Gentilly-2, le titulaire de permis a mis au point un cadre pour la délivrance de permis pour la centrale, <i>Cadre réglementaire pour la réfection de G-2</i>, semblable au document produit pour Point Lepreau, et la CCSN devrait en avoir terminé l'examen au printemps 2005.</p>
97	Japon	Article 14.2	3.14.1.3, p.33, L.4; 3.14.1.4, p.33, L.39	<p>Aux sections 3.14.1.3 et 3.14.1.4, on précise que le redémarrage de Pickering-A et de Bruce-A a été reporté. En ce qui concerne le redémarrage ainsi que l'amélioration et la mise à niveau des systèmes, en quoi consiste l'examen réglementaire (points étudiés, inspections, etc.)?</p> <p>Lorsqu'un redémarrage se fait après un arrêt de longue durée, quelles</p>	<p>Le redémarrage d'une tranche qui a été en fermeture temporaire pendant une longue période est traité de manière semblable à la mise en service initiale d'une tranche suite à sa construction. L'équipement de la centrale n'a pas été exploité pendant longtemps et, dans le cas des redémarrages récents au Canada, de nombreux travaux d'entretien sont réalisés au préalable. Des conditions spéciales ont été incluses dans les permis afin de s'assurer que l'entretien a été fait et pour que la CCSN soit satisfaite des essais de mise en service qui sont réalisés à mesure que les tranches sont ramenées en puissance. Il est important de noter que l'autorisation de la CCSN n'est habituellement pas requise au cours du redémarrage d'une tranche suite à un arrêt courant pour</p>

Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
			inspections sont effectuées par rapport à un redémarrage habituel?	<p>fins d'entretien.</p> <p>Dans le cas du redémarrage de Pickering-A, le titulaire de permis a pris un nombre considérable d'engagements beaucoup plus étendus que la liste d'exemples présentés à la section 3.1.14.1.3 du 3^e rapport canadien. Une condition a été ajoutée au permis exigeant que le titulaire présente un rapport confirmant l'achèvement des améliorations et modifications clés concernant la sûreté et la protection environnementale. L'approbation de la demande de levée de l'état d'arrêt garanti devait reposer sur l'examen et les vérifications par le personnel de la CCSN de l'achèvement de ces améliorations et modifications. L'une des principales améliorations de la sûreté requises par la CCSN visait le système d'arrêt d'urgence (ASAU) de Pickering-A, et consistait à ajouter divers paramètres indépendants de déclenchement en raison de surpuissances neutroniques et de taux-log élevés. Le personnel de la CCSN a surveillé les activités de mise en service de la tranche 4 et évalué les résultats des essais de mise en service afin de s'assurer que l'ASAU avait été adéquatement mise en service et fonctionnait correctement avant le redémarrage. Le personnel de la CCSN affecté à Pickering-A a examiné les résultats de tous les essais des systèmes de sûreté et des systèmes liés à la sûreté qui ont été réalisés durant le redémarrage de la tranche 4 et approuvé chaque augmentation de puissance dépassant les niveaux de puissance du réacteur de 1 %, 5 %, 30 % et 60 %.</p> <p>Les tranches 3 et 4 de Bruce-A étaient à l'arrêt et en fermeture temporaire depuis 1997. Dans le cadre de leur remise en service, Bruce Power a soumis la portée des travaux nécessaires à la CCSN aux fins d'examen et de commentaires dès les premières étapes du projet. Le document indiquait la portée des travaux en termes d'analyses et d'évaluations, de mises à niveau des systèmes et des composants, de remplacements et de l'entretien nécessaires, ainsi que des attentes de Bruce Power en matière de vérifications internes du projet. La CCSN l'a examiné et a noté plusieurs questions nécessitant une attention particulière de sa part – y compris les vérifications sur place pendant la mise en service, les essais et la phase d'installation. Ces questions portent notamment sur la comparaison avec les programmes et normes modernes; les mises à niveau des blocs d'alimentation d'urgence; les programmes d'inspection des tubes de force, des tubes des générateurs de vapeur et des tuyaux d'alimentation; et la formation du personnel de la salle de commande principale. Après avoir examiné la conception technique par rapport aux programmes et normes modernes et évalué au complet l'état des systèmes, Bruce Power a fait plusieurs mises à niveau relatives à la sûreté; elle a, par exemple, modifié les structures pour obtenir une meilleure résistance sismique, renforcer les mesures de prévention des incendies et de protection contre l'incendie; installer</p>

	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
					<p>un nouveau bloc d'alimentation qualifiée et construit une salle de commande secondaire en cas d'indisponibilité de la salle de commande principale. Le personnel de la CCSN a surveillé régulièrement en chantier le déroulement du projet de Bruce-A et réalisé plusieurs vérifications approfondies. Lorsque Bruce Power a estimé que le projet était presque terminé et qu'elle serait bientôt prête à redémarrer les tranches, elle a de nouveau soumis son dossier à la CCSN. Le personnel de la CCSN a convenu avec Bruce Power qu'on pouvait procéder au redémarrage des réacteurs, sous réserve de l'achèvement d'un certain nombre de tâches (55) encore prévues, notamment la mise à niveau du système de ventilation d'urgence du bâtiment turbine, l'installation du nouveau groupe de batteries, l'évaluation de l'épaisseur des tuyaux d'alimentation et les mises à niveau de la qualification environnementale. Le personnel de la CCSN a modifié le permis de Bruce-A et autorisé le redémarrage des tranches après avoir vérifié que ces 55 points étaient complétés. Lors du redémarrage des tranches, le personnel de la CCSN a assisté à l'approche à la criticité ainsi qu'à plusieurs essais de mise en service – surtout associés à la valeur, sur le plan de la réactivité, des dispositifs de commande de la puissance du réacteur.</p>
98	France	Article 6	3.6.4, p.12	<p>Le rapport explique que « Les programmes d'amélioration mis en œuvre en 1996 dans plusieurs centrales nucléaires du Canada étaient toujours en vigueur pendant la période de référence » et des renseignements de mise à jour sont donnés pour quelques centrales nucléaires. Cependant, à la section 3.6.1 (p. 61) on mentionne que cinq tranches sont vides de combustible, ou se trouvent en état d'arrêt garanti depuis plus de sept ans, sans fournir plus de renseignements. Dans le cas où ces centrales ne seront plus utilisées pour la production d'électricité, y a-t-il une raison pour laquelle on ne prépare pas le plan de déclassement? Dans le cas où il existe un plan de redémarrage, a-t-on prévu ou fait-on des travaux de remise à neuf et des analyses connexes?</p>	<p>Les cinq centrales nucléaires mentionnées dans cette question sont trois tranches de Pickering-A qui se trouvent en état d'arrêt garanti et deux tranches de Bruce-A dont on a retiré le combustible. Les titulaires de permis envisagent leur redémarrage et on ne s'attend donc pas à ce qu'ils présentent une demande de permis de déclassement à la CCSN dans un avenir rapproché.</p> <p>Les travaux de remise à neuf et d'amélioration de la tranche 1 de la centrale de Pickering-A sont en cours et devraient se terminer en 2005. La décision de redémarrage des autres tranches est une décision d'affaires pour le titulaire de permis. Les travaux de remise à neuf et d'amélioration de la tranche 1 seront à peu près les mêmes que pour la tranche 4, qui a déjà été remise en service. Les travaux d'analyse de sûreté pour la tranche 4 englobent également les autres tranches.</p> <p>L'exploitation des tranches 3 et 4 de la centrale de Bruce-A a repris. Le redémarrage des tranches 1 et 2 est une décision d'affaires pour le titulaire de permis. S'il y a redémarrage, les tranches 1 et 2 nécessiteront plus de travaux que les tranches 3 et 4. Les travaux les plus importants sont le remplacement des générateurs de vapeur et des tubes de force, qui ont atteint la fin de leur durée de vie utile. Une mise à jour récente du rapport de sûreté a été entreprise pour le redémarrage des tranches 3 et 4 en 2004 et en 2003 respectivement. L'analyse de la sûreté continuera d'être réalisée au besoin pour le reste</p>

	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
					<p>de la durée de vie utile – y compris la prolongation possible de cette durée – des tranches 3 et 4 et des tranches 1 et 2 si une décision devait être prise de les remettre en service.</p> <p>Des plans préliminaires de déclassement existent pour toutes les centrales nucléaires au Canada, peu importe leur état opérationnel. Dans le cas de la centrale de Bruce-A, le titulaire de permis estime que le déclassement des tranches toujours en fermeture temporaire, soit les tranches 1 et 2, est prématuré. Il réalise une étude de faisabilité concernant la remise en service de ces deux tranches avec prolongation de la durée de vie utile de 25 années et plus. Si on décide de remettre en service les tranches 1 et 2 avec prolongation de leur durée de vie utile, les principaux travaux consisteront à remplacer les canaux de combustible et les générateurs de vapeur ainsi qu'à mettre à niveau la salle de commande secondaire, les blocs d'alimentation d'urgence et le système d'arrêt d'urgence n° 2. Il faudra également remettre à neuf ou remplacer les conduites, les échangeurs de chaleur et les vannes, ainsi que convertir l'alimentation électrique selon ce que nécessite une centrale vieille de 28 ans et dont la durée de vie utile pourrait être prolongée de 25 ans et plus.</p>
99	Allemagne	Article 14.1	3.14.1.3, p.33	Les évaluations pour la remise en service de Pickering-A et de Bruce-A comprenaient des analyses sismiques. Quels autres événements externes ont été examinés?	<p>Dans le cas de la centrale nucléaire de Bruce-A, en plus de réaliser une évaluation des marges sismiques dans le cadre de la remise en service des tranches 3 et 4, un examen de la conception a été réalisé par rapport au document de l'AIEA NS-R-1 <i>Safety of Nuclear Power Plants : Design</i> de la collection Sécurité. Les événements d'origine humaine et d'origine naturelle ont été examinés, comme la circulation routière et ferroviaire, la circulation aérienne, la fiabilité de l'alimentation hors du site, les orages, les tornades et l'hydrologie (en fait, le niveau des lacs, les inondations et la température des lacs).</p> <p>Dans le cas de la centrale de Pickering-A, l'évaluation pour la remise en service comprenait seulement des analyses sismiques.</p>
SECTION 14 : ÉVALUATION ET VÉRIFICATION DE LA SÛRETÉ					
Enveloppes de pression					
100	République de Corée	Article 13	3.13.3	Le dernier paragraphe de la section 3.13.3 précise que le personnel de la CCSN a limité le pouvoir de certains titulaires de permis d'exécuter des travaux sur les enveloppes de pression ou les a obligés à sous-traiter les travaux de fabrication à des entrepreneurs autorisés. Le personnel de la CCSN a procédé à plusieurs	La CCSN ne participe pas directement à l'accréditation des entrepreneurs qui exécutent des travaux sur les enveloppes de pression. Cette accréditation est donnée par d'autres autorités. Par conséquent, la CCSN ne dispose pas d'une liste des entrepreneurs qualifiés. Cependant, le nombre d'entrepreneurs qualifiés pour réaliser des travaux sur les systèmes nucléaires est beaucoup moins élevé que le nombre d'entreprises qualifiées pour exécuter des travaux sur des systèmes conventionnels. On peut obtenir des renseignements additionnels en consultant l'annexe 14.

	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
				<p>inspections.</p> <p>1. Quel genre d'accréditation la CCSN accepte-elle pour les travaux sur les enveloppes de pression?</p> <p>2. Qui accrédite ces sociétés? Est-ce la CCSN ou un comité de l'industrie d'après les codes de pratique?</p> <p>3. Combien d'entreprises ont été accréditées pour effectuer des travaux sur les enveloppes de pression au Canada?</p>	

SECTION 14 : ÉVALUATION ET VÉRIFICATION DE LA SÛRETÉ

Ingénierie des composants

101	Hongrie	Article 6	3.6.5, p.12	<p>Dans les tranches dont on envisage de prolonger la durée de vie utile, quel est l'état des composants non remplaçables ou à ne pas remplacer?</p>	<p>À l'appui des activités de remise à neuf, telles que décrites aux sections 3.14.1.5 et 3.14.1.6 du rapport, les titulaires de permis ont démontré que leurs installations sont en mesure de fonctionner pendant le temps requis au-delà de la période nominale prévue lors par la conception de référence. Ils ont réalisé et continueront de réaliser des évaluations détaillées de l'état des principaux systèmes, structures et composants (SSC), en mettant l'accent sur ceux exigeant des travaux et un coût de remplacement considérables. Ces évaluations comprennent la détermination de tous les mécanismes de détérioration et une évaluation du taux de détérioration des SSC afin d'en arriver à une prévision raisonnable de la fin de leur vie utile.</p> <p>Dans certains cas, comme les canaux de combustible et tuyaux d'alimentation, leur état actuel signifie qu'ils devront probablement être remplacés si l'on souhaite prolonger la vie de la centrale. Pour certains autres SSC, comme la structure de l'enceinte du confinement et l'assemblage du réacteur, bien qu'ils connaissent un certain vieillissement, leur état est continuellement évalué et est jugé suffisamment bon – et le taux de détérioration suffisamment faible – pour qu'on puisse s'attendre à une exploitation sûre pendant la durée souhaitée. Par exemple, la structure de l'enceinte du confinement est affectée par les cycles thermiques, les pressurisations périodiques, les défauts de fabrication, la détente des contraintes, la corrosion et la fragilisation; on en surveille l'état par des essais de pression et des inspections visuelles, et on en fait l'entretien par revêtement de béton. L'assemblage du réacteur est affecté par la corrosion, l'érosion, la fatigue, le fluage et la fragilisation et son état est surveillé par des inspections visuelles et des mesures de détection des fuites. Le troisième groupe de SSC comprend ceux qui sont relativement faciles à entretenir ou à remplacer, et par conséquent, ce groupe n'est pas visé</p>
-----	---------	-----------	--------------------	--	---

	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
					par les travaux de prolongation de la durée de vie utile car leur remplacement et entretien peuvent se faire dans le cadre des travaux d'entretien courants.
102	République de Corée	Article 19		Depuis les années 1980, des problèmes liés à la conception ou au réglage du commutateur de commande des vannes motorisées liées à la sûreté dans les centrales nucléaires ont été soulevés et des programmes ont été mis en oeuvre pour les corriger. Par exemple, les États-Unis ont publié les lettres génériques 89-10 (<i>Safety-Related Motor-Operated Valve Testing and Surveillance</i>) et 196-05 (<i>Periodic Verification of Design-Basis Capability of Safety-Related Motor-Operated Valves</i>) en vue de corriger ces problèmes. Avez-vous connu des problèmes semblables avec les vannes motorisées liées à la sûreté? Disposez-vous d'un plan pour les corriger? Dans l'affirmative, veuillez l'expliquer brièvement.	Les titulaires de permis ont relevé de nombreux exemples de problèmes de conception concernant les vannes durant les travaux de redémarrage de Pickering-A, la plus ancienne des centrales nucléaires au Canada, conçue dans les années 1960. Pour diverses raisons, les marges des actionneurs des vannes motorisées et des vannes à commande pneumatique étaient faibles. Le titulaire de permis a pris des mesures correctives dans le cadre d'un programme global basé sur des normes courantes dans l'industrie. Les titulaires de permis effectuent actuellement des calculs en vue d'estimer les marges des vannes motorisées, et il n'existe actuellement aucune préoccupation. Lorsqu'on obtient des données d'exploitation ou de conception qui n'existaient pas au moment de réaliser les calculs, ceux-ci sont mis à jour et les exploitants prennent les mesures qui s'imposent.

SECTION 14 : ÉVALUATION ET VÉRIFICATION DE LA SÛRETÉ

Gestion des accidents graves (GAG)

103	Chine	Article 14.1	4.1, p.53	Quand le guide d'application de la réglementation sur la gestion des accidents graves (GAG) sera-t-il publié au Canada? Quel est le statut actuel de la GAG au Canada?	Le guide d'application de la réglementation G-306, intitulé <i>Programmes de gestion des accidents graves touchant les réacteurs à fission</i> , en est à l'étape finale de la préparation et devrait paraître d'ici la fin de 2005. L'industrie nucléaire canadienne élabore un ensemble commun de lignes directrices GAG génériques dont l'application se fera par le biais de procédures spécifiques aux centrales. Voir l'annexe 12 pour plus de renseignements.
104	Chine	Article 14.1	4.1, p.53	Quand le guide d'application de la réglementation sur la gestion des accidents graves (GAG) sera-t-il publié au Canada? Quel est l'état actuel de la GAG au Canada?	(Remarque : Cette question a déjà été posée. La Chine en a été informée. La même réponse est répétée car la Chine n'a pas corrigé la situation sur le site web CNS contrôlé par l'AIEA). Le guide d'application de la réglementation G-306, intitulé <i>Programmes de gestion des accidents graves touchant les réacteurs à fission</i> , en est à l'étape finale de la préparation et devrait paraître d'ici la fin de 2005. L'industrie nucléaire canadienne élabore un ensemble commun de lignes directrices GAG génériques dont l'application se fera par le biais de procédures spécifiques aux centrales. Voir l'annexe 12 pour plus de

	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
					renseignements.
105	Finlande	Article 18	4.3	L'industrie canadienne examine la question de la gestion des accidents graves (GAG) depuis janvier 2002, tel que discuté à la section 4.3. On mentionne également que la CCSN est en train d'élaborer un guide d'application de la réglementation pour les programmes GAG et qu'elle a demandé aux titulaires de permis de mettre en oeuvre des programmes GAG. Pourriez-vous nous expliquer quel est l'état actuel et le contenu des programmes des titulaires de permis? Quand prévoit-on terminer la mise en oeuvre des programmes GAG dans les centrales nucléaires?	L'industrie nucléaire canadienne a entrepris une démarche commune afin d'élaborer des lignes directrices sur la gestion des accidents graves (LDGAG). Ce travail se déroule en consultation avec l'organisme de réglementation canadien, qui a également entrepris l'élaboration d'un guide d'application de la réglementation sur la GAG. Les LDGAG génériques pour les CANDU devraient être prêtes en 2005. La mise en oeuvre dans les centrales suivra et devrait être terminée d'ici la fin de 2006. On peut obtenir des renseignements additionnels en consultant l'annexe 12.
106	Pakistan	Activités prévues	p.54	Quel est l'état actuel et quels sont les progrès réalisés concernant le programme de gestion des accidents graves (GAG) lancé en 2002? Prévoit-on apporter des modifications matérielles importantes aux centrales nucléaires canadiennes à l'avenir en raison des lignes directrices GAG résultantes en vue d'atténuer les conséquences des accidents graves?	Pour ce qui est de l'état d'avancement des programmes GAG, veuillez vous reporter à l'annexe 12. Les programmes GAG n'ont pas pour objet d'apporter des modifications matérielles importantes aux centrales, bien que certaines améliorations de l'instrumentation soient requises dans certaines centrales. Ils devraient comporter des dispositions relatives à l'utilisation au-delà de la conception de référence de systèmes et d'équipement jugées adéquates pour atténuer et gérer les conséquences des accidents graves.
107	États-Unis	Article 16.1	4.3	La gestion des accidents graves est examinée à la section 4.3 à titre d'activité prévue. Quel est l'échéancier pour l'élaboration des différentes stratégies, de lignes directrices réglementaires et des programmes des titulaires de permis?	Pour ce qui est de l'état et de l'échéancier des programmes GAG, veuillez vous reporter à l'annexe 12. Le guide d'application de la réglementation sur la GAG est à l'état final de la préparation et devrait paraître d'ici la fin de 2005. Les lignes directrices GAG génériques pour les CANDU, qui sont élaborées par l'industrie, devraient être achevées en 2005. La mise en oeuvre spécifique à chacune des centrales suivra et devrait être achevée d'ici la fin de 2006.

ARTICLE 15 : RADIOPROTECTION ET SURVEILLANCE ENVIRONNEMENTALE

108	Allemagne	Article 15		a) Des critères d'acceptation sont-ils utilisés pour l'examen réglementaire des conséquences radiologiques des accidents de référence? b) Si tel est le cas, ces critères sont-ils	a) Oui, des critères d'acceptation sont utilisés pour l'examen réglementaire des conséquences radiologiques des accidents de référence. b) Ces critères sont liés aux expositions au rayonnement. c) Des limites de dose s'appliquent. Les paramètres pris en compte
-----	-----------	------------	--	---	--

	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
				liés aux rejets ou aux expositions au rayonnement? c) Si des limites de dose s'appliquent, quels sont les paramètres (p. ex. voies d'exposition, temps d'intégration, distances) pris en compte dans les calculs?	<p>dans les calculs sont les suivants :</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. pour un membre d'un groupe critique pour lequel les conséquences radiologiques des rejets sont les plus graves, au périmètre du site ou au-delà; 2. pour la période de 30 jours suivant l'événement analysé; 3. tenir compte de la contribution du rayonnement externe, de l'inhalation et de l'absorption par la peau. <p>On révisé actuellement ces critères, comme on le propose dans le projet de norme d'application de la réglementation S-310, intitulée <i>Analyse de sûreté pour les centrales nucléaires</i>. On peut consulter ce document sur le site web de la CCSN (www.suretenucleaire.gc.ca).</p>
109	Belgique	Article 15	3.15.1	<p>a) Ces objectifs de dose sont-ils définis par les organismes de réglementation en ce qui a trait à l'exposition collective dans à une centrale?</p> <p>b) Les objectifs de dose définis par les titulaires de permis ne font pas partie de l'annexe 3.15.1. Comment ces objectifs sont-ils définis?</p> <p>c) Sont-ils toujours atteints?</p> <p>d) Les résultats sont-ils disponibles pour chaque centrale?</p> <p>e) Existe-t-il une politique nationale sur le sujet?</p>	<p>a) Non, la CCSN ne définit pas d'objectifs de dose pour l'exposition collective dans une centrale. Il incombe à chaque titulaire de permis de s'assurer que toutes les mesures raisonnables sont prises pour assurer la protection radiologique des travailleurs conformément au <i>Règlement sur la radioprotection</i> de la CCSN.</p> <p>b) Chaque titulaire de permis fixe des objectifs de dose interne en tenant compte des travaux à réaliser, des antécédents de dose associés aux travaux et des possibilités de diminuer la dose. On tente surtout actuellement de réduire la dose due au tritium, en améliorant la ventilation dans les zones de travail.</p> <p>c) Les objectifs de dose interne des centrales nucléaires ne sont pas toujours atteints. La cause commune est imputable à des circonstances imprévues qui surviennent lorsqu'une centrale est mise est à l'arrêt pour fins d'entretien planifié. Des mesures correctives sont appliquées et les leçons tirées sont ajoutées à l'expérience d'exploitation pour les prochains travaux semblables.</p> <p>d) Les doses collectives sont disponibles pour chaque centrale. Elles sont habituellement consignées dans les rapports de radioprotection mensuels et trimestriels des centrales. Elles sont également disponibles pour les travaux d'entretien lors des arrêts planifiés des centrales.</p> <p>e) Non, il n'existe pas de politique nationale sur la question (autre que l'exigence ALARA contenue dans le <i>Règlement sur la radioprotection</i> de la CCSN).</p>
110	Japon	Article 15	3.15.2, p.37, L.16	À la section 3.15.2, on mentionne l'application du principe ALARA. En plus des stratégies des titulaires de permis, comment la CCSN supervise-t-elle les doses collectives des titulaires de permis (homme-SV par centrale nucléaire par année) en appliquant le principe ALARA? Prévoit-on cela dans le	<p>La CCSN n'impose pas d'exigences relatives aux doses collectives dans son <i>Règlement sur la radioprotection</i> en application du principe ALARA. Les titulaires de permis peuvent démontrer leur respect du principe ALARA en satisfaisant, dans le cadre de leurs programmes de radioprotection respectifs, aux exigences suivantes de l'article 4 du <i>Règlement sur la radioprotection</i> de la CCSN :</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. le contrôle des méthodes de travail par la direction; 2. les compétences et la formation du personnel;

	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
				<i>Règlement sur la radioprotection?</i>	<p>3. le contrôle de l'exposition du personnel et du public au rayonnement;</p> <p>4. la préparation aux situations inhabituelles.</p> <p>De plus, le personnel de la CCSN vérifie régulièrement le respect de ces exigences réglementaires à l'aide de critères d'évaluation qui ont été élaborés en tenant compte des bonnes pratiques de radioprotection.</p> <p>Néanmoins, les titulaires de permis ont la possibilité d'appliquer n'importe quelle méthode de contrôle, y compris des objectifs de doses collectives, en application de l'article 4 du <i>Règlement sur la radioprotection</i> de la CCSN pour assurer le respect du principe ALARA.</p>
111	Belgique	Article 15	3.15.2	<p>«... ALARA ...»</p> <p>On mentionne que les stratégies sont appliquées en tenant compte de facteurs économiques.</p> <p>a) Comment ceci est-il mis en oeuvre?</p> <p>b) Quelle est la valeur financière (s'il y a lieu) attribuée à un homme-Sv au Canada?</p>	<p>a) Dans leur programme de radioprotection, les titulaires de permis appliquent le principe ALARA en satisfaisant aux exigences réglementaires suivantes : le contrôle des méthodes de travail par la direction; les compétences et la formation du personnel; le contrôle de l'exposition du personnel et du public au rayonnement; la préparation aux situations inhabituelles.</p> <p>b) La CCSN ne précise pas de valeur financière pour l'application du principe ALARA. Une discussion sur la valeur monétaire de la dose collective unitaire est contenue dans le rapport n° 21 de la collection Rapports de sûreté de l'AIEA, intitulé <i>L'optimisation de la radioprotection dans le cadre de la maîtrise de l'exposition professionnelle</i>, qui présente des lignes directrices à suivre lorsque de telles décisions doivent être prises. Pour plus de renseignements, veuillez consulter le guide G-129, Rév. 1 de la CCSN, intitulé <i>Maintenir les expositions et les doses au niveau le plus faible qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre (ALARA)</i> que l'on peut consulter sur le site web de la CCSN (www.suretenucleaire.gc.ca).</p>
112	République de Corée	Article 15	p.38	En rapport avec la section 3.15.4, intitulée « Surveillance radiologique de l'environnement », quels sont les critères détaillés pour la portée de la surveillance radiologique environnementale, le choix des points à surveiller et des points d'échantillonnage?	Les critères relatifs à la portée de la surveillance radiologiques de l'environnement sont la proximité des centrales nucléaires, les centres de population et les ports qui accueillent des navires à propulsion nucléaire, ainsi que la besoin d'évaluations nationales concernant la protection radiologique de la santé humaine. Dans le cadre du Réseau canadien de surveillance radiologique, Santé Canada procède également à la surveillance de l'eau potable en vue de détecter la présence de radium 226 et l'uranium total à quelques endroits. En outre, des échantillons de lait choisis en vue de détecter la présence de radionucléides émetteurs de rayons gamma bruts et du strontium 90 sont analysés.
113	Belgique	Article 15	3.15.4	Le réseau de 50 détecteurs mentionné se trouvera-t-il seulement dans le	Le réseau de 50 détecteurs se trouve principalement près des centrales nucléaires. Trente trois détecteurs sont placés autour des centrales

	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
				voisinage des centrales nucléaires ou sera-t-il réparti dans l'ensemble du pays? Le Canada prévoit-il mener des activités de surveillance et de protection dans les zones éloignées et vastes?	nucléaires, 16 dans des zones peuplées de toutes les provinces canadiennes et dans un territoire, et enfin 4 dans des ports. Par conséquent, bien qu'il soit déployé principalement autour des centrales nucléaires, le réseau couvre l'ensemble du pays.
114	République de Corée	Article 15		<p>En rapport avec la section 3.15.5, on précise qu'un nouveau réseau de surveillance à point fixe est prévu en plus du programme de surveillance environnemental actuel de Santé Canada.</p> <p>1. Quelles sont les principales différences entre le réseau de surveillance environnemental actuel et le réseau prévu?</p> <p>2. Quelle est la relation de travail entre Santé Canada et la CCSN en ce qui concerne la surveillance radiologique de l'environnement autour des centrales nucléaires?</p>	<p>La principale différence entre le réseau actuel et le nouveau réseau est que les données sont transmises à notre centre de données à partir du terrain et qu'elles sont ainsi disponibles en continu. Le réseau actuel exige la collecte de filtres à aérosols, de DTL et d'échantillons d'eau et de pluie et leur traitement dans nos laboratoires.</p> <p>La CCSN n'effectue pas sa propre surveillance autour des centrales nucléaires. Santé Canada est le seul ministère fédéral qui effectue la surveillance radiologique de l'environnement et qui partage les données/l'information avec d'autres autorités.</p>
115	Hongrie	Section 19.8	3.19.9, p.52	Quel est l'effet du problème des déchets sur l'exploitation des réacteurs canadiens?	Le combustible irradié est stocké à chaque centrale nucléaire, d'abord dans des piscines remplies d'eau, puis dans des unités de stockage à sec. Aucun problème lié aux déchets n'a d'incidence sur l'exploitation des réacteurs canadiens. Les centrales nucléaires cherchent à diminuer la quantité de déchets radioactifs produits afin de réduire au minimum le traitement et le stockage.
ARTICLE 16 : PRÉPARATION AUX SITUATIONS D'URGENCE					
116	Hongrie	Article 16.1	3.16.2, p.39	Quels sont les liens entre le Plan fédéral en cas d'urgence nucléaire (PFUN) et les plans provinciaux d'intervention?	Au Canada, les interventions sont la responsabilité du plus bas niveau de gouvernement qui peut gérer la situation efficacement. Dans la plupart des situations d'urgences auxquelles on peut s'attendre dans une centrale nucléaire, le gouvernement provincial serait responsable et mettrait en branle son plan d'urgence. Le gouvernement fédéral serait mobilisé prêt à offrir les ressources additionnelles ou spécifiques que demanderait la province. Les organismes fédéraux seraient tenus au fait de la situation et se tiendraient en rapport avec les pays étrangers, entre autres les États-Unis, et établiraient si les répercussions de l'urgence sont encore de compétence provinciale. Si l'ampleur et les répercussions de l'urgence nucléaire sont importantes, le cabinet du premier ministre du Canada pourrait décréter un état d'urgence fédérale qui transférerait alors la responsabilité du palier provincial au palier fédéral. Toutefois, les organismes fédéraux d'intervention

	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
					<p>d'urgence sous la direction de Santé Canada continueraient de compter sur les ressources provinciales et locales pour obtenir de l'information et mener des actions, car ils n'ont pas de moyens indépendants d'intervention.</p> <p>Santé Canada est le responsable du Plan fédéral en cas d'urgence nucléaire (PFUN) et il dirige les discussions menées par le Comité fédéral-provincial-territorial sur la gestion des urgences radiologiques ou nucléaires (CFPTGUNR). Les discussions portent principalement sur les problèmes, préoccupations et intérêts quant aux moyens d'améliorer le réseau d'intervention en cas d'urgence nucléaire.</p>
117	Japon	Article 16.2	3.16.1, p.39, L.17	<p>La création de Sécurité publique et Protection civile Canada (SPPCC) est mentionnée à la section 3.16.1 et la révision du PFUN est mentionnée à la section 3.16.2.</p> <p>Pouvez-vous nous donner des précisions sur le nouvel organisme d'intervention et les activités incombant à Santé Canada (SC), à SPPCC, aux provinces et aux centrales nucléaires en cas d'urgence?</p>	<p>Santé Canada est le ministère fédéral responsable des urgences radiologiques et nucléaires. SPPCC fournit la structure d'intervention nationale, incluant déclarer les alertes et émettre les avis. Les titulaires de permis sont responsables des mesures sur leur site et les autorités provinciales, des mesures hors site. Santé Canada intervient à la demande des provinces ou si la situation a des répercussions internationales. Santé Canada gère les conséquences assistée de SPPCC et d'autres ministères fédéraux.</p> <p>TITULAIRE DE PERMIS Les titulaires de permis sont responsables des conséquences de l'exploitation de leur installation ou de l'utilisation de leurs matières radioactives. En cas de rejet réel ou potentiel de substances radioactives par une centrale nucléaire, le titulaire de permis doit aviser immédiatement la CCSN ainsi que les organismes provinciaux d'intervention d'urgence.</p> <p>CCSN En règle générale, la CCSN ne prend pas en main la gestion d'une urgence ou d'un incident grave. La gestion d'un incident revient au titulaire de permis de l'installation ou de la substance radioactive. Les autorités provinciales intéressées s'occupent des conséquences hors site. Si les autorités provinciales sont débordées, le gouvernement fédéral lancerait le PFUN sous la direction de Santé Canada. La CCSN est un des participants à ce plan et elle l'appuie directement en affectant des experts aux groupes consultatifs sur les plans techniques, de coordination et d'information du public se trouvant au centre des opérations du gouvernement qui offriront leur aide dans l'exécution des interventions et de la gestion de la situation d'urgence.</p> <p>PROVINCES/TERRITOIRES L'élaboration et l'exécution de plans de gestion des situations d'urgence nucléaire hors site sont avant tout une responsabilité provinciale ou territoriale. Ces plans prévoient des mesures de protection immédiate, si nécessaire. Elles peuvent inclure la restriction de l'accès à la zone</p>

	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
					<p>touchée, l'hébergement temporaire de la population touchée, le blocage de la fixation de l'iode radioactif par la glande thyroïde, l'évacuation des immeubles et autres locaux aux environs de la centrale nucléaire, et ainsi de suite.</p> <p>SPPCC et SC Le gouvernement peut avoir à intervenir dans les incidents les plus importants. Sécurité publique et protection civile Canada (SPPCC) coordonne les programmes de défense civile et Santé Canada (SC) peut déclencher le Plan fédéral en cas d'urgence nucléaire (PFUN). Santé Canada est le ministère chargé de toutes les questions relatives à l'activation du PFUN, ce qu'il fera pour appuyer une province ou territoire ou un ministère ou organisme fédéral chargé des interventions visant à protéger la santé et la sécurité du public.</p>
118	France	Article 16.1	3.16.5 p.43	Le rapport mentionne que, pendant la panne majeure d'électricité du 14 août 2003, le centre des opérations d'urgence de la CCSN a éprouvé des difficultés d'alimentation électrique qui ont compliqué les communications. Le rapport ne mentionne cependant pas de plan pour empêcher que cette situation ne se reproduise. La CCSN a-t-elle depuis mis en place des mesures lui permettant de composer avec une perte d'alimentation électrique à son centre des opérations d'urgence?	<p>Aussitôt après la panne d'électricité d'août 2003, la CCSN a aménagé un centre temporaire secondaire avec un autre organisme gouvernemental. Ce centre a été pourvu d'une génératrice de secours. En octobre 2003, on a installé temporairement une génératrice de secours pour alimenter les sections essentielles du siège social de la CCSN. On a également entrepris d'obtenir une alimentation de secours permanente et une génératrice a été installée au début d'août 2004. Celle-ci peut alimenter tous les étages critiques au siège social, y compris le centre des opérations d'urgence. En décembre 2004, la CCSN a mis sur pied un centre d'accès à distance qui est un élément clé du plan de continuité des opérations. De cette façon, les employés pourront accéder à distance à l'information dont ils ont besoin dans les cas où ils ne peuvent se rendre sur place. La CCSN signera sous peu un protocole d'entente avec un autre organisme gouvernemental prévoyant la mise sur pied d'un centre secondaire plus permanent.</p>
119	États-Unis d'Amérique	Article 16.1		Le rapport de 2002 mentionne des exercices (section 16.4.1) ainsi que le besoin d'apporter des améliorations sur le plan de l'effectif, de la formation, des installations, y compris celles servant aux communications et aux installations informatiques, la gestion de l'information, les communications avec le public, de la notification et du déclenchement. Quels progrès ont été réalisés pendant la période couverte par le présent rapport? Les exercices les plus récents ont-ils permis d'éclaircir davantage cette question?	<p>Depuis que le dernier exercice international / national - CANATEX/INEX2 - s'est déroulé en avril 1999, on a mené un bon nombre d'exercices dans les centrales nucléaires au Canada et à l'étranger. Le plus récent exercice transfrontalier avec nos homologues des États-Unis s'est déroulé à la centrale nucléaire Fermi dans l'État du Michigan. Entre novembre 2002 et février 2003, la CCSN et ses partenaires fédéraux ont organisé plusieurs ateliers de gestion des situations d'urgence nucléaire afin de s'assurer d'un solide réseau d'intervention et d'établir une relation de travail efficace entre les titulaires de permis et les différents paliers du gouvernement. On a depuis ces ateliers apporté continuellement des améliorations afin de solidifier davantage le réseau de gestion des situations d'urgence nucléaire au Canada.</p> <p>Sous la direction de Santé Canada, le Comité fédéral-provincial-territorial sur la gestion des urgences radiologiques et nucléaires</p>

	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
					<p>(CFPTGUNR) a tenu des discussions qui ont mené à l'élaboration d'un plan d'action afin de regrouper les secteurs d'intérêt compris dans trois thèmes globaux : politique / infrastructure, communications et formation / exercices.</p> <p><u>Normes, politiques, équipement et infrastructure</u> En premier lieu, il faut dégager les écarts, les similarités et les compatibilités entre les différents organismes et ensuite élaborer des normes et des politiques qui veilleront à la mise en place au Canada de l'infrastructure et de l'équipement appropriés. La province de l'Ontario promeut les pratiques exemplaires après avoir mis au point des normes générales de gestion des situations d'urgence. Elle a délaissé son approche tous risques et exige maintenant qu'on élabore un plan pour chaque risque. Pour ce qui est de l'équipement et de l'infrastructure, l'objectif global est de garantir la disponibilité d'un matériel moderne et approprié ainsi que la formation appropriée des intervenants. La CCSN a élaboré un guide d'application et apportera son aide à ce chapitre.</p> <p><u>Communications techniques et opérationnels et avec le public et les médias</u> Dès qu'on connaît l'ampleur réelle d'une urgence, la coordination et l'harmonisation sont les objets essentiels de toute discussion portant sur les communications, qu'elles soient internes ou avec le public et les médias. Dans son initiative de nationalisation des communications, la province de Québec, de concert avec d'autres membres du CFPTGUNR, a amorcé des travaux dans le domaine des communications. Elle a réalisé des études des perceptions, ciblé des membres de sa population et réuni des groupes de concertation afin de sensibiliser tous les intervenants communautaires.</p> <p><u>Formation et exercices</u> D'autres exercices d'urgence nucléaire et radiologique se dérouleront sous la direction du CFPTGUNR afin d'offrir aux intervenants l'occasion de renforcer leur capacité d'intervention en situations d'urgence. La CCSN et ses partenaires fédéraux, provinciaux et territoriaux continueront de travailler étroitement ensemble afin de concevoir, coordonner et réaliser des exercices pour les centrales nucléaires, les transporteurs et d'autres titulaires de permis.</p>
120	Pakistan	Article 19	p.49	Les centrales nucléaires du Canada ont-elles mis en oeuvre des procédures d'exploitation d'urgence (PEO) fondées sur les symptômes afin d'intervenir dans des événements débordant du cadre des accidents de référence (pannes multiples / erreurs des	Les procédures d'exploitation d'urgence fondées sur les symptômes ont été mises en place dans les centrales nucléaires entre 1985 et 1990. Ces procédures étant fondées sur les symptômes et non sur les événements, elles ne portent pas uniquement sur les accidents de référence, mais également sur un grand nombre d'autres scénarios comprenant des défaillances multiples et des erreurs des opérateurs et qui débordent de la conception de référence. L'attribution d'un rôle

	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
				opérateurs) afin de renforcer le volet prévention de la gestion des accidents?	<p>distinct pour la surveillance des paramètres critiques de sûreté et la prise de mesures en conséquence pendant une situation d'urgence englobent un grand nombre de scénarios impliquant des erreurs des opérateurs (action erronée ou défaut d'agir).</p> <p>Les titulaires de permis utilisent un manuel d'exploitation sur incident (MEI) fondé sur des événements spécifiques pour intervenir en cas d'urgence, dont les pannes de courant ou les fuites de fluide caloporteur. De plus, ils surveillent les paramètres critiques de sûreté pendant l'application des procédures du MEI et donnent suite aux symptômes inhabituels. Ces procédures prévoient une surveillance de la fonction de sûreté.</p>

ARTICLE 19 : EXPLOITATION

Panne majeure du réseau électrique survenue le 14 août 2003

121	Chine	Article 19.4	3.19.4, p.49	De quelle façon les centrales nucléaires de l'Ontario ont-elles maintenu la sûreté après la panne du réseau électrique du 14 août 2003?	Les conditions de sûreté ont été maintenues dans toutes les centrales canadiennes en Ontario à l'exception de la centrale de Pickering où, tel que relaté dans le 3e rapport du Canada, le système de refroidissement d'urgence du cœur et le système d'eau de service d'urgence à haute pression n'ont pas été disponibles pendant plusieurs heures jusqu'à ce que l'alimentation électrique hors site soit rétablie.
122	France	Article 19.4	3.19.5, p.49-51	Le rapport décrit en détails (sur deux pages) les conséquences de la panne du réseau électrique du 14 août 2003 sur les centrales nucléaires canadiennes. Cependant, il ne décrit aucune des mesures prises depuis et des procédures disponibles pour intervenir dans de tels cas prévisibles. Le Canada pourrait-il nous donner des détails sur les leçons tirées et les mesures mises en place ou prévues pour atténuer les conséquences d'un tel événement?	Les plans et calendriers visant à régler la plupart des problèmes qui ont compliqué la perte d'alimentation électrique à la centrale de Pickering ont été élaborés et le titulaire de permis a pris des mesures provisoires dans tous les principaux domaines. Récemment, un groupe turbo-alternateur de 22,5 MWe a été installé temporairement sur le site jusqu'à la fin de l'examen des solutions à long terme. Certaines questions concernant les systèmes électriques font toujours l'objet de discussions et les améliorations aux systèmes d'eau de service d'urgence et d'eau d'incendie doivent être examinés plus en détail par la CCSN. Le plan correctif à long terme prévoyant l'installation d'une alimentation électrique auxiliaire de catégorie 4 à la centrale réglera les principaux problèmes.
123	Allemagne	Article 19.4	3.19.5, p.49	Le rapport décrit en détail la panne du réseau du 14 août 2003. Quelles mesures et procédures s'inspirant des leçons tirées ont été introduites pour réagir face à d'autres événements semblables?	Les plans et calendriers visant à régler la plupart des problèmes qui ont compliqué la perte d'alimentation électrique à la centrale de Pickering ont été élaborés et le titulaire de permis a pris des mesures provisoires dans tous les principaux domaines. Certains problèmes concernant les systèmes d'alimentation électrique font toujours l'objet de discussions et les améliorations au système d'eau de service d'urgence et d'eau d'incendie doivent être examinées plus en détail par la CCSN. Le plan correctif à long terme prévoyant l'installation d'une alimentation électrique auxiliaire de catégorie 4 à la centrale réglera les principaux problèmes.

	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
124	Belgique	Article 19	3.19.5.1. b)	«... Darlington ...» La défaillance de certains indicateurs a été la cause de l'arrêt de la tranche 4. Quels équipements et défaillances étaient en cause?	En réponse à l'événement, un recul rapide de puissance de la tranche 4 à la centrale de Darlington s'est produit automatiquement suite au délestage de charge. La défaillance d'un inverseur de catégorie 2 a causé une perte de la tension de catégorie 2. Ceci a mené à une indication erratique de la position des barres d'arrêt et l'indisponibilité des mécanismes d'extraction des barres de compensation. Les opérateurs ont alors décidé de mettre la tranche à l'arrêt.
125	États-Unis d'Amérique	Article 16.1	3.16.5, 3.1	Plusieurs problèmes concernant la panne d'août 2003 devraient de toute évidence être corrigés. La section 3.16.5 mentionne que la panne a perturbé l'alimentation en électricité du centre des opérations d'urgence, ce qui a compliqué les communications. Quelles mesures ont été prises pour améliorer la fiabilité de l'alimentation électrique ou pour mettre en place un centre secondaire? La section 3.19.5.1 mentionne également que la CCSN a demandé à OPG d'indiquer les mesures susceptibles de prévenir les conséquences de telles pannes. Quelle information a été obtenue suite à cette demande?	Aussitôt après la panne d'électricité d'août 2003, comme mesure temporaire, la CCSN a aménagé un centre des opérations d'urgence secondaire de concert avec un autre organisme gouvernemental. Ce centre a été pourvu d'une génératrice de secours. En octobre 2003, on a installé temporairement une génératrice de secours pour alimenter les secteurs essentiels du siège social de la CCSN. On a également acheté une génératrice qui a été installée au début d'août 2004. Celle-ci fournit une alimentation électrique de secours à tous les étages essentiels du siège social, y compris le centre des opérations d'urgence. En décembre 2004, la CCSN a mis sur pied un centre d'accès à distance qui est un élément clé du plan de continuité des opérations. De cette façon, les employés pourront accéder à distance à l'information dont ils ont besoin dans les cas où ils ne peuvent se rendre sur place. La CCSN signera sous peu un protocole d'entente avec un autre organisme gouvernemental prévoyant la mise sur pied d'un centre secondaire plus permanent. OPG a établi qu'une autre source additionnelle d'alimentation électrique autonome était nécessaire sur le site et elle a installé l'équipement nécessaire. Des changements ont également été apportés aux points de consigne des connexions de la centrale au réseau électrique. Grâce à ceux-ci, la probabilité que les réacteurs pourront encore fonctionner suite à une panne majeure d'électricité est améliorée. D'autres modifications ont été apportées au système d'eau de service afin d'améliorer l'approvisionnement en eau des systèmes clés. Ces modifications ont été signalées à la CCSN dans des rapports publics.
126	Pakistan	Article 19	p.49-50	La section 3.19.5.1 décrit les conséquences sur les centrales nucléaires de la perte de l'alimentation en électricité (panne) en Ontario et dans le nord-est des États-Unis. Dans ce cas-ci, les groupes diesel ont fonctionné comme prévu et toutes les centrales touchées ont été mises en état d'arrêt garanti. Quelles sont les modalités des permis concernant une	Les pertes totales d'alimentation électriques ne sont pas comprises dans les analyses déterministes de la sûreté comprise dans les rapports de sûreté. Elles le sont toutefois dans les études probabilistes de sûreté (EPS). Les centrales au Canada ont des génératrices de secours qui partent automatiquement lors de la perte de l'alimentation hors site. Si celles-ci flanchent, le système d'alimentation d'urgence est démarré. Ce système parasismique peut alimenter en eau les générateurs de vapeur. La perte totale d'alimentation électrique n'est pas prévue dans la conception de référence des réacteurs canadiens.

	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
				panne de toutes les sources d'alimentation du site et hors site, laissant seulement les batteries disponibles? Quelles exigences sont faites aux centrales nucléaires pour tenir compte de tels cas? Les centrales sont-elles tenues de remettre une analyse déterministe de la sûreté ou une analyse d'intervention en cas d'une perte totale d'alimentation électrique dans leurs rapports d'analyse de la sûreté?	
ARTICLE 19 : EXPLOITATION					
Expérience d'exploitation (OPEX) et analyse des événements					
127	Belgique	Article 15	3.15.2 a	Les exploitants de centrale nucléaire échangent-ils directement de l'information (concernant la mise en pratique des leçons tirées)?	Oui. Le programme d'échange d'information sur l'expérience d'exploitation du Groupe des propriétaires de CANDU (GPC) est une tribune qu'utilisent les exploitants canadiens et étrangers de réacteurs CANDU pour échanger chaque semaine de l'information. Des comptes rendus des expériences sont échangés, et on tient une téléconférence hebdomadaire pour discuter de l'information partagée et au cours de laquelle les exploitants peuvent poser des questions et obtenir des précisions sur la terminologie, la technologie et les procédures qui ne sont pas comprises par toutes les parties concernées.
128	Allemagne	Article 6	3.6.4, p.12	« En outre, l'expérience d'exploitation et certaines performances spécifiques ont donné lieu à des évaluations de sûreté dans les centrales nucléaires en exploitation. » Pouvez-vous donner des précisions?	Les centrales canadiennes ont effectué des évaluations de la sûreté suite à la réception de données sur l'expérience d'exploitation ou sur des événements nationaux ou internationaux. L'annexe 3.6.2 du 3 ^e rapport national énumère plusieurs événements qui ont donné lieu à des évaluations et à des mesures correctives dans les centrales canadiennes.
129	Japon	Article 19.7	3.19.8, p.51, L.36	La section 3.19.8 mentionne «Il s'agit du système d'information sur l'expérience d'exploitation commun aux titulaires de permis du Canada et au GPC » Pouvez-vous donner des précisions sur le système? Pourriez-vous nous fournir des cas spécifiques d'amélioration concernant les problèmes au niveau des employés et de l'organisation?	Grâce au programme d'expérience d'exploitation, les titulaires de permis échangent de l'information sur les événements de sorte que les leçons tirées par l'un d'eux concernant l'exploitation sûre sont communiquées aux autres. Chaque titulaire envoie un rapport au Groupe des propriétaires de CANDU (GPC) qui l'achemine aux autres membres du groupe. Ces rapports sont aussi envoyés à l'Association mondiale des exploitants de centrale nucléaire (WANO) pour diffusion à tous ses membres. Les titulaires de permis s'inspirent des rapports du GPC ou de WANO, évaluent l'incidence sur leurs opérations et prennent, le cas échéant, des mesures correctives. Les rapports les plus importants traitant de problèmes survenus à cause de comportements humains ou organisationnels sont ceux concernant la dégradation du couvercle de la cuve de réacteur à la centrale Davis

	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
					Besse aux États-Unis. Les titulaires de permis au Canada ont également étudié les leçons tirées de la rupture d'une conduite de vapeur à la centrale de Mihama au Japon.

Annexe 1 : Exigences réglementaires concernant l'examen régulier du rapport de sûreté

La norme d'application de la réglementation S-99 de la CCSN, intitulée *Rapports à soumettre par les exploitants de centrales nucléaires*, exige que la description de l'installation et le rapport de sûreté soient mis à jour tous les trois ans. Les extraits pertinents de la norme sont reproduits ci-dessous (le document intégral se trouve sur le site web de la CCSN (www.suretenucleaire.gc.ca)).

6.4.4 Mises à jour de la description de l'installation et du rapport final d'analyse de la sûreté

En vertu des alinéas 6a) et 6b) du *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I*, une demande de permis pour l'exploitation d'une installation nucléaire de catégorie I doit contenir une description des systèmes, des ouvrages et de l'équipement de l'installation, y compris leur conception et leurs conditions nominales d'exploitation. L'alinéa 6c) exige en outre que la demande soit assortie d'un rapport final d'analyse de la sûreté démontrant que la conception de l'installation nucléaire est adéquate.

Par conséquent, pour satisfaire à la norme, le titulaire de permis doit, dans les trois ans suivant la date de la dernière présentation de la description de l'installation de la centrale nucléaire et du rapport final d'analyse de la sûreté, à moins d'indication contraire approuvée par écrit par la Commission ou une personne autorisée par celle-ci, déposer à la personne désignée de la CCSN une mise à jour de la description de l'installation et de l'analyse de la sûreté. Ce rapport doit comprendre les renseignements suivants :

- a) une description des changements à l'emplacement, aux ouvrages, aux systèmes et aux composants de la centrale nucléaire, y compris les changements à leur conception et à leurs conditions nominales d'exploitation;
- b) les analyses de la sûreté qui ont été examinées et révisées et qui tiennent compte des méthodes et des renseignements les plus récents et les plus pertinents, y compris l'expérience acquise et les leçons tirées à la suite de situations, d'événements, de problèmes ou d'autres renseignements signalés aux termes de la présente norme;
- c) les nom et adresse de l'expéditeur ainsi que la date d'achèvement du rapport, et la signature du représentant désigné du titulaire de permis.

Annexe 2 : Évaluation du rendement des titulaires de permis et utilisation de cotes dans les activités de réglementation

À l'heure actuelle, le personnel de la CCSN évalue le rendement en regard de domaines de sûreté et de programmes et accorde une cote de A à E à chacun de ceux-ci (voir les tableaux A3.14.4.2 et A.3.14.4.1, respectivement, du Troisième rapport national du Canada).

La CCSN utilise l'information complémentaire issue de ses activités courantes de réglementation afin d'actualiser chaque année son évaluation du rendement du titulaire de permis. L'information comprend, entre autres :

- les résultats des inspections de types I et II;
- les résultats des analyses documentaires;
- les données tirées des rapports de conformité trimestriels et annuels;
- les indicateurs de rendement;
- l'information dégagée des examens des événements;
- les renseignements tirés des approbations;
- la situation financière et les facteurs économiques;
- les événements externes et les préoccupations internationales;
- les réponses des titulaires de permis aux demandes de la CCSN.

À titre d'exemple, le domaine de l'assurance du rendement comprend l'assurance de la qualité, les facteurs humains et la formation. Ce domaine est important puisqu'un rendement lacunaire se manifestera par une structure déficiente des processus gérés, une mise en œuvre déficiente de ces processus, des procédures imprécises, de mauvaises conditions de travail, une compréhension erronée des tâches et des autres activités pouvant être influencées par la tâche assignée (connaissance des liens qui existent entre les tâches), un plus grand risque d'erreurs humaines pendant une situation anormale et durant l'exécution des fonctions normales, des mesures correctives lacunaires, un manque de connaissance de l'expérience d'exploitation à la centrale et dans l'industrie nucléaire. Ces faiblesses peuvent entraîner une hausse des erreurs actives et du nombre de conditions latentes à la centrale (lorsque les employés et/ou l'équipement peuvent ne pas remplir leurs fonctions comme prévu pendant une situation anormale ou lorsqu'une réaction inappropriée peut empirer la situation). La CCSN évalue le rendement du titulaire de permis dans le domaine de l'assurance du rendement au moyen de l'information décrite ci-dessus afin d'établir la mesure dans laquelle les erreurs actives et les conditions latentes sont minimisées dans l'installation autorisée.

Les cotes sont un des critères utilisés pour établir, au besoin, quelles autres mesures réglementaires sont nécessaires. Les cotes signalées à la Commission dans le rapport annuel sur l'industrie de la CCSN reflètent les constatations découlant du programme de conformité de la CCSN ainsi que les résultats de l'évaluation de la justesse des programmes d'exploitation du titulaire de permis et de leur mise en œuvre. Les lignes directrices de la CCSN en matière de cotation du rendement présentent le genre de mesures d'application et de promotion qui sont susceptibles d'être utilisées tenant compte des différentes cotes attribuées (voir le tableau A3.14.4.3 du 3^e rapport national du Canada). À titre d'exemple, une cote déficiente comme « C – Inférieur aux exigences » entraînerait une surveillance réglementaire accrue. La rubrique « Rapport annuel sur les centrales nucléaires au Canada » sous l'entête « À notre sujet » du site web de la CCSN (www.suretenucleaire.gc.ca) contient les rapports annuels sur le rendement de l'industrie nucléaire canadienne de 2001 à 2003.

Annexe 3 : La Commission – Généralités

Sources de l'autorité

La *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires* (LSRN) est entrée en vigueur le 31 mai 2000, en remplacement de la *Loi sur le contrôle de l'énergie atomique*. Elle confère à la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) ses pouvoirs en matière de réglementation. Aux termes de la LSRN, la Commission a élaboré des règlements techniques et administratifs conformément au régime de réglementation du gouvernement du Canada. La LSRN et les règlements se trouvent sur le site web de la CCSN (www.suretenucleaire.gc.ca).

Composition

La LSRN prévoit la nomination d'au plus sept commissaires permanents. Elle prévoit aussi que la présidente est commissaire à temps plein et les autres commissaires peuvent être nommés à temps plein ou à temps partiel. À l'heure actuelle, seule la présidente est commissaire à temps plein.

Les commissaires doivent avoir une solide expérience en sciences, en génie ou en affaires. Normalement, ils sont également des chefs de file dans leur domaine d'expertise et leurs réalisations ont été reconnues par leurs pairs. À titre d'exemple, la Commission compte actuellement un spécialiste de l'exploitation minière, un géologue, deux ingénieurs, un épidémiologiste et un homme d'affaires qui a déjà été ministre provincial de l'énergie. Les compétences essentielles des commissaires sont les suivantes : le leadership; l'aptitude à écouter, à comprendre et à intervenir pendant une audience publique; l'empathie pour les participants; l'honnêteté et le respect de l'éthique; l'impartialité et le sens de l'équité. Le site web de la CCSN (www.suretenucleaire.gc.ca) contient les curriculum vitae abrégés des commissaires.

Tribunal administratif quasi judiciaire

Le tribunal (appelé la Commission) est un tribunal administratif quasi judiciaire et indépendant d'au plus sept commissaires nommés par le gouverneur en conseil (gouvernement fédéral du Canada). L'expression « quasi judiciaire » signifie que la Commission n'est pas un tribunal judiciaire, mais qu'elle a des pouvoirs semblables. Elle peut assigner des témoins et prendre des décisions exécutoires ayant des répercussions, par voie de délivrance de permis ou de certification, sur les droits juridiques d'une personne. La Commission est également tenue de respecter les règles et les principes de la justice naturelle, ce que doit également faire un tribunal traditionnel.

Audience publique et intervention

Aux termes de la LSRN, la Commission doit accorder au demandeur ou au titulaire de permis la possibilité d'« être entendu » avant de prendre une décision. Par souci d'équité, la Commission doit donner aux personnes les plus touchées par sa décision la possibilité d'exposer leurs points de vue. Pour certaines décisions, la LSRN exige la tenue d'une audience publique. La Commission doit en effet tenir une telle audience avant de prendre une décision concernant la délivrance d'un permis, en vertu du paragraphe 24(2), aux grandes installations nucléaires, ou lorsqu'elle estime que l'intérêt public l'exige. L'audience publique est structurée à dessein afin que les parties concernées et, dans la plupart des cas, des membres de la population touchée, aient la possibilité de faire des exposés sur la demande qu'examine la Commission. Les audiences publiques sont un volet très visible des travaux de la Commission.

Annexe 4 : La CCSN en tant qu'organisation

L'organigramme de la CCSN est présenté à la figure 4.1. Nous devons insister sur le fait que la Commission et le Secrétariat sont des entités distinctes du reste de l'organisation. Les attributions des entités fonctionnelles sont décrites sommairement dans les paragraphes qui suivent.

Bureau de la présidente et première dirigeante (7)

Le Comité de direction

Le Comité de direction se compose de la présidente et première dirigeante, des vice-présidents aux Opérations et aux Services de gestion, des directeurs exécutifs du Bureau des affaires réglementaires et du Bureau des affaires internationales, du Secrétaire, de l'avocat général et gestionnaire du Service juridique.

Le Secrétariat (7)

Le Secrétariat assure la planification des activités de la Commission et il fournit un soutien technique et administratif à la présidente de la Commission et aux autres commissaires. Il s'occupe entre autres des communications entre la Commission et le Bureau du ministre et toutes les autres parties intéressées, y compris les ministères, les intervenants, les titulaires de permis, les médias et le public. Il fait également office de registraire des documents de la Commission, et gère le processus d'audience.

Le Bureau des affaires internationales (28)

Le Bureau des affaires internationales délivre des permis pour l'exportation et l'importation d'articles nucléaires contrôlés. Il met en œuvre les accords bilatéraux de coopération nucléaire et les accords internationaux du régime des garanties auxquels adhère le Canada, et il veille au respect des exigences de sécurité nucléaire à l'échelon national et de sécurité matérielle à l'échelle internationale. Il gère un programme de recherche et de développement axé sur les garanties, fournit des avis sur les questions multilatérales de non-prolifération nucléaire et coordonne la participation de la CCSN dans d'autres activités internationales.

Le Bureau des affaires réglementaires (8)

Le Bureau des affaires réglementaires est responsable des programmes, initiatives et mesures qui, à l'échelle de l'organisation, renforcent l'efficacité, l'efficience et le fonctionnement global de la CCSN.

La Direction générale des opérations (351)

La Direction générale des opérations de la CCSN régit le développement, la production et l'utilisation de l'énergie nucléaire au Canada, ainsi que la production, la possession, le transport et l'utilisation des substances nucléaires et des appareils à rayonnement au Canada. Elle est également responsable des mesures de préparation et d'intervention en cas d'urgence à la CCSN.

On a confié à cette direction générale la réglementation des différents secteurs de l'industrie nucléaire afin d'harmoniser les activités et processus de réglementation.

La Direction générale des opérations comprend les cinq directions suivantes :

Direction de la réglementation des centrales nucléaires (74) – La direction réglemente le développement et l'exploitation des réacteurs de puissance au Canada conformément à la LSRN et à ses règlements. Elle compte sept divisions :

1. Division chargée du projet sur les réacteurs avancés
2. Division de l'élaboration et de l'intégration des programmes
3. Division de l'inspection
4. Division du programme de réglementation de Bruce
5. Division du programme de réglementation de Darlington
6. Division du programme de réglementation de Pickering
7. Division du programme de réglementation de Point Lepreau et de Gentilly-2

Direction de la réglementation du cycle et des installations nucléaires (61) – La direction réglemente le développement et l'exploitation des mines et usines de concentration d'uranium, des installations de traitement des substances nucléaires, des installations de gestion des déchets, des réacteurs de faible puissance, des installations de recherche et d'essais, des accélérateurs et des installations de catégorie II. Elle compte cinq divisions :

1. Division de la protection environnementale et de l'audit
2. Division des déchets et des géosciences
3. Division des installations de recherche
4. Division des installations de traitement et du soutien technique
5. Division des mines d'uranium et de l'évaluation des lieux

Direction de la réglementation des substances nucléaires (87) – La direction réglemente la production, la possession, le transport et l'utilisation des substances nucléaires et des appareils à rayonnement. Elle gère également les moyens d'intervention en cas d'urgence de l'organisation. Elle compte six divisions :

1. Division de l'inspection des activités autorisées
2. Division de la radioprotection
3. Division des autorisations d'emballage et de transport
4. Division des permis d'installations de catégorie II et de services de dosimétrie
5. Division des permis de substances nucléaires et d'appareils à rayonnement
6. Division des programmes techniques et des mesures d'urgence

Direction de l'évaluation et de l'analyse (102) – La direction mène les évaluations spécialisées de la sûreté et de la sécurité à l'appui de la réglementation des centrales nucléaires, des mines et usines de concentration d'uranium, des installations de traitement des substances nucléaires, des installations de gestion des déchets, des réacteurs de faible puissance, des installations de recherche et d'essais, des accélérateurs et des installations de catégorie II. Elle évalue également le transport et l'utilisation des substances nucléaires et des appareils à rayonnement. Elle compte huit divisions :

1. Division de l'accréditation du personnel
2. Division de l'analyse des systèmes complexes
3. Division de l'analyse thermohydraulique
4. Division de l'évaluation technique
5. Division de la physique et du combustible nucléaires
6. Division de la sécurité nucléaire
7. Division des systèmes de gestion et d'organisation
8. Division du rendement humain

Direction des stratégies opérationnelles (19) – La direction est chargée de diriger l'élaboration des processus, des programmes et des documents d'application de la réglementation afin que les pratiques de réglementation de la Direction générale des opérations soient cohérentes et efficaces. Elle compte deux divisions :

1. Division de l'amélioration du programme de réglementation
2. Division des normes et de la recherche à l'appui de la réglementation

La Direction générale des services de gestion (127)

La Direction générale des services de gestion est responsable des politiques et programmes de gestion de la CCSN qui concernent les finances et l'administration, les ressources humaines, la technologie de l'information, la planification stratégique, les communications et la gestion de l'information. Elle compte cinq directions :

Direction des communications (28)

Direction des finances et de l'administration (31)

Direction des ressources humaines (31)

Direction de la gestion et de la technologie de l'information (29)

Division de la planification stratégique et de la modernisation de la gestion (3)

Le Groupe de l'évaluation et de l'éthique (3)

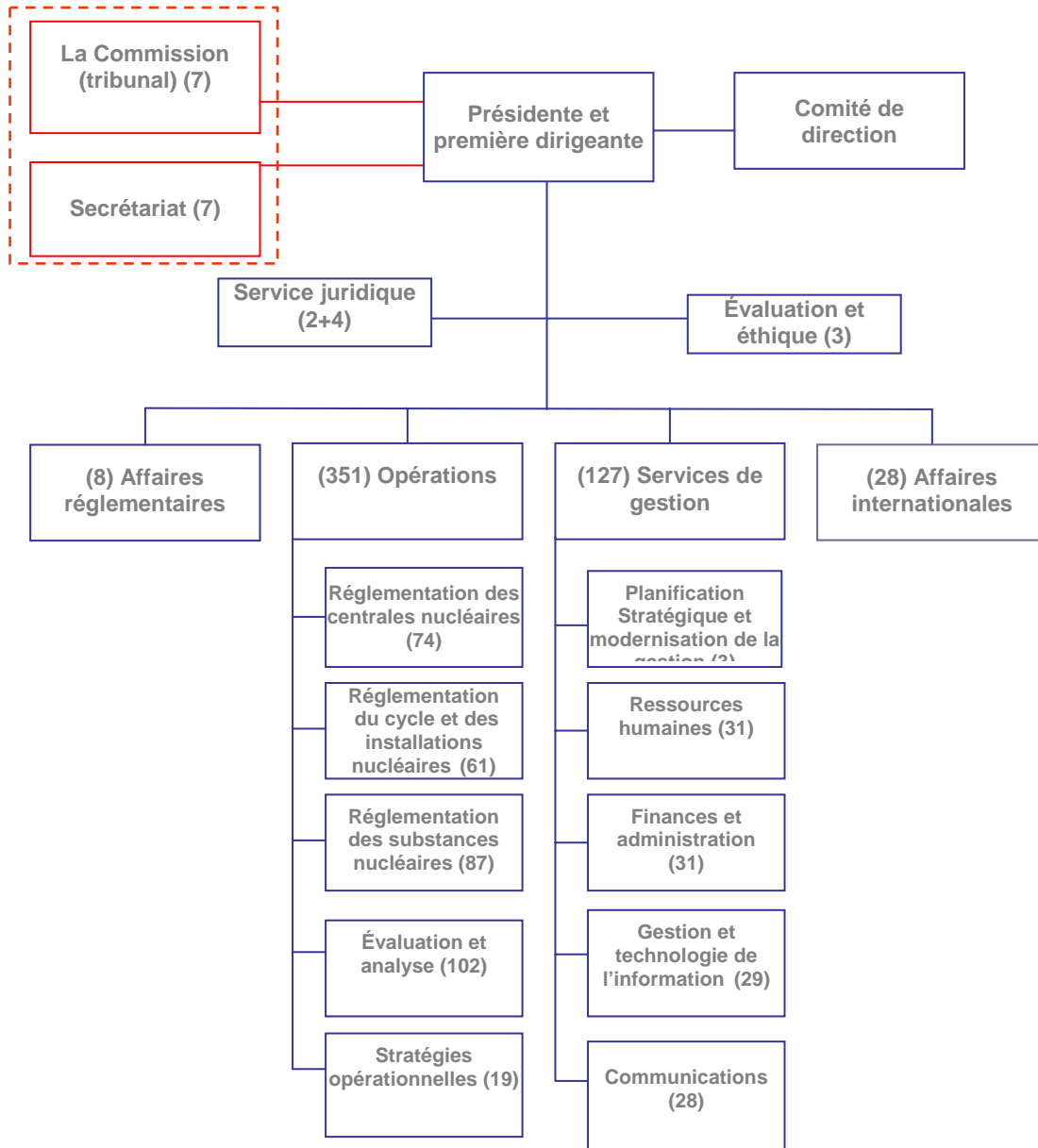
Le Groupe de l'évaluation et de l'éthique examine les questions liées à la responsabilité de gestion et à l'exécution du programme de la CCSN. Il effectue les vérifications et évaluations internes, et il formule des recommandations pour assurer une amélioration continue de la CCSN.

Le Service juridique (2) (plus 4 conseillers juridiques qui ne sont pas des employés de la CCSN)

Le Service juridique, composé d'avocats détachés du ministère de la Justice, fournit des avis à la Commission et au personnel de la CCSN.

Figure 4.1: Organigramme de la CCSN

(Remarque : les chiffres entre parenthèses correspondent au nombre de postes de l'unité organisationnelle)



Annexe 5 : Gestion de la qualité des activités de la CCSN

La CCSN a adopté le modèle national d'excellence des entreprises élaboré par l'Institut national de la qualité (www.nqi.ca). Ce modèle met l'accent sur l'amélioration continue et est semblable dans sa forme et son importance au Prix Malcolm Baldrige et au modèle d'excellence de l'*European Foundation for Quality Management*.

Le modèle de gestion de la CCSN englobe les pratiques efficaces de gestion dans les domaines suivants : leadership, planification, gestion des processus, accent sur les citoyens, accent sur le personnel, accent sur les parties intéressées, et rendement de l'organisation. Le modèle répond aux attentes en matière de pratiques de gestion et de rendement énoncées dans le cadre de responsabilisation mis en place par le Secrétariat du Conseil du Trésor du Canada (http://www.cio-dpi.gc.ca/si-as/maf-crg/maf-crg_f.asp). Grâce à ce modèle, la CCSN a pu harmoniser et gérer de façon globale ses nombreuses initiatives d'amélioration.

Le dernier rapport annuel sur le rendement de la CCSN, qui se trouve sur son site web (www.suretenucleaire.gc.ca), explique les progrès réalisés à ce jour (au mois de mars 2004) suite à une mise en œuvre plus ciblée des nombreux éléments du modèle de gestion. Nous nous attendons à ce que l'harmonisation intégrée au modèle de gestion soit terminée d'ici trois à cinq ans.

La CCSN a un Manuel du système de gestion (juin 2004) qui décrit la hiérarchie à quatre niveaux des documents du système de gestion. Le manuel est en soi le document du niveau supérieur. Le système est structuré en fonction de la mission et du mandat de la CCSN établis par la *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires* et d'autres politiques, directives et engagements internationaux du gouvernement fédéral. Les détails, comme les processus, les rôles et les responsabilités, s'inspirent d'un modèle de logique de programme et d'une chaîne de résultats qui relie ces aspects à la mission de la CCSN. À l'heure actuelle, le manuel ne contient aucun renvoi à des normes de gestion de la qualité.

À titre d'exemple, la CCSN a utilisé son modèle de gestion pour lancer au printemps 2004 son Programme d'amélioration de la réglementation des centrales nucléaires (PARCN) qui vise à améliorer l'exécution du programme de réglementation de ces centrales ainsi que la coordination entre le personnel des différentes divisions de plusieurs directions de la CCSN. Le PARCN a également pour but d'appliquer une approche de réglementation cohérente à l'égard des centrales, de transférer les responsabilités afin que la bonne expertise soit appliquée à la bonne responsabilité et de réduire le chevauchement et le dédoublement des tâches. Le programme permet aussi de reconnaître et d'utiliser les points forts de tous les participants à la réglementation des centrales. En bref, le PARCN vise à améliorer l'efficacité et l'efficience de la réglementation des centrales nucléaires au moyen des ressources actuelles. Les travaux se poursuivent dans les principaux aspects cernés : planification et production de rapports; gestion du processus – conformité; gestion du processus – délivrance de permis; approche en fonction du risque; gestion de l'information et des communications. Les projets relatifs aux programmes d'amélioration des centrales nucléaires devraient se poursuivre au cours des deux à trois prochaines années.

Dans un rapport publié au début de 2005, la vérificatrice générale du Canada (VGC) mentionne que « La Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) a accompli, dans l'ensemble, des progrès satisfaisants pour mettre en œuvre les recommandations que nous avons formulées dans notre rapport de vérification de décembre 2000 sur la réglementation des centrales nucléaires ». Ces constatations traduisent notre recherche de l'amélioration continue et confirment nos efforts des quatre dernières années en vue de perfectionner notre cadre de réglementation. Le rapport 2005 de la vérificatrice générale se trouve sur le site web de la VGC à <http://www.oag-bvg.gc.ca>.

Annexe 6 : Méthode d'élaboration des fondements des permis des futures centrales nucléaires au Canada

Lors de l'évaluation des options relatives à l'élaboration d'un document sur les fondements des permis (DFP) des futures centrales nucléaires au Canada, les objectifs généraux suivants ont été fixés :

- améliorer la sûreté par rapport à celle des centrales nucléaires existantes;
- harmoniser les exigences en matière de permis avec les pratiques internationales;
- appliquer l'expérience acquise grâce aux centrales CANDU en exploitation;
- suivre une démarche neutre sur le plan technologique dans la mesure du possible;
- envisager une approche en fonction du risque, dans la mesure où cela est pratique et prudent.

Le cadre global de l'élaboration du DFP est fondé sur le guide TECDOC-1362 de l'AIEA, intitulé *Guidance for the Evaluation of Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles* et sur le document NS-R-1 de la collection Normes de sûreté de l'AIEA, intitulé *Safety of Nuclear Power Plants: Design*. Des modifications seront apportées en vue d'intégrer des exigences particulières aux CANDU.

L'élaboration actuelle du DFP porte essentiellement sur les exigences de conception des nouvelles centrales nucléaires. Elle utilise une méthode systématique en fonction du risque pour établir une défense en profondeur, y compris la détermination des événements déclencheurs, des stratégies visant à éviter que des événements déclencheurs ne se produisent et ne donnent lieu à des accidents, et l'élaboration de stratégies visant à atténuer les conséquences des événements et accidents éventuels. L'approche en fonction du risque, appuyée par une étude probabiliste du risque (EPR) complète propre à la centrale, est essentielle pour atteindre un équilibre entre les stratégies de prévention et d'atténuation des accidents; en fait, les scénarios supposant une fréquence d'accident élevée reposent essentiellement sur la prévention, alors que les scénarios supposant une faible fréquence d'accident visent davantage l'atténuation.

Aux fins de l'élaboration du DFP, la CCSN envisage trois objectifs en matière de sûreté : la fréquence des rejets importants, la fréquence des dommages graves au coeur et la fréquence des faibles rejets.

La *fréquence des rejets importants* se rapporte à la fréquence des rejets hors site qui nécessiterait que l'on procède à l'évacuation, à long terme ou même de manière permanente, de la population avoisinante suite à une contamination étendue du sol. Cette exigence est plus restrictive que celle nécessaire pour atteindre les objectifs relatifs au taux de mortalité. La valeur numérique de une fois par million d'années pour de tels événements est largement acceptée dans l'ensemble de la communauté nucléaire internationale.

La *fréquence des dommages graves au coeur* est une mesure visant à limiter la dépendance à l'égard du système de confinement. La fréquence des accidents susceptibles d'endommager gravement le coeur est très faible (moins de une fois tous les cent mille ans) et est également largement acceptée dans la communauté nucléaire internationale.

La *fréquence des faibles rejets*, considérée comme étant une exigence propre aux CANDU, englobe certains scénarios d'accidents susceptibles d'endommager le coeur, mais de façon limitée, accompagnés de rejets faibles mais non négligeables. Ces accidents exigent des mesures d'urgence comme l'hébergement ou l'évacuation à court terme de la zone entourant la centrale.

Bien que l'élaboration d'un DFP ne soit pas encore terminée, il est devenu évident que certains points clés exigent une attention spéciale. Voici ces points :

- reclassification des catégories d'événements;
- définitions des niveaux de défense en profondeur et de leur application;
- adoption d'objectifs en matière de sûreté;
- prise en considération des accidents graves à l'étape de la conception d'une centrale;
- remplacement de la notion d'indisponibilité par la fiabilité;
- exigences relatives aux systèmes d'arrêt d'urgence;
- exigences relatives au confinement;
- exigences relatives au partage des systèmes et à l'instrumentation;
- introduction de spécifications techniques pour définir les limites et conditions d'exploitation.

On s'attend à ce que le DFP soit neutre sur le plan technologique en ce qui a trait aux notions fondamentales de sûreté afin d'en permettre l'utilisation dans le processus de délivrance de permis pour de nouveaux réacteurs de puissance au Canada. Cependant, on s'attend également à ce qu'il contienne de nombreuses exigences spécifiques à certaines technologies qui se rapportent à la délivrance d'un permis pour un type particulier de réacteurs au Canada.

Annexe 7 : Critères utilisés pour recommander la durée d'un permis

La section 3.1 du document aux commissaires CMD-02 12, intitulé *Nouvelle démarche pour recommander les périodes d'autorisation*, explique les critères utilisés par le personnel pour recommander la durée d'un permis.

Le personnel doit préparer une recommandation sur la durée d'un permis qui convient aux activités à autoriser et à la demande à l'étude. Les critères fournissent le fondement systématique requis pour recommander des durées de permis qui réduiront le fardeau de la réglementation tout en maintenant un degré élevé de contrôle.

- La durée du permis recommandée devra correspondre à l'activité autorisée.
- Une durée de permis plus longue pourra être recommandée si les risques relatifs à l'activité autorisée sont bien caractérisés, si leurs répercussions sont adéquatement définies et si ces risques entrent dans la portée envisagée dans le dossier de sûreté environnementale.
- Une durée de permis plus longue pourra être recommandée si le titulaire de permis dispose d'un système de gestion, tel un programme d'assurance de la qualité, lui permettant d'assurer que ses activités liées à la sûreté sont efficaces et soutenues.
- Une durée de permis plus longue pourra être recommandée dès lors que le demandeur ou titulaire de permis et la CCSN disposent de part et d'autre de programmes efficaces de conformité.
- Une durée de permis plus longue pourra être recommandée pour les titulaires de permis dont les antécédents en matière d'exploitation et de conformité sont satisfaisants et uniformes. La recommandation devrait faire renvoi aux antécédents en matière de rendement décrits selon la terminologie normalisée définie dans le CMD 02-M5. (Remarque : Les définitions ont été reproduites dans le tableau A3.14.4.1 à la page 92 du 3^e rapport national du Canada)
- La durée du permis doit être conforme aux exigences du *Règlement sur les droits pour le recouvrement des coûts de la CCSN*. (Pour ce qui est des demandeurs devant verser des droits complets pour la durée du permis au moment du dépôt de la demande, les nouvelles durées de permis ne s'appliqueront qu'après la mise en œuvre du nouveau règlement sur les droits pour le recouvrement des coûts.)
- La durée du permis devrait tenir compte du cycle de planification de la centrale et de tout changement que le titulaire prévoit apporter aux activités autorisées.

Annexe 8 : Les activités de réglementation de la CCSN basées sur le rendement et en fonction du risque

La CCSN a adopté les définitions suivantes de « risque » et de « gestion du risque ».

risque Possibilité de blessure ou de perte définie par une mesure de la probabilité et de la gravité d'un effet néfaste (conséquences) sur la santé, les biens matériels, l'environnement et autres valeurs. Du point de vue mathématique, le risque est la fréquence (ou la probabilité de réalisation) d'un événement multiplié par son ampleur (ou gravité).

gestion du risque Processus utilisé pour :

- déterminer les risques (en tenant compte des preuves scientifiques ainsi que des considérations socioéconomiques, politiques et stratégiques);
- évaluer leur incidence (fréquence, conséquences et avantages-coûts);
- décider de la marche à suivre (évaluer et choisir les options);
- attribuer les responsabilités, les pouvoirs et les ressources;
- évaluer et contrôler les résultats (efficacité des mesures prises);
- communiquer efficacement avec les parties intéressées.

La réglementation en fonction du risque implique donc l'utilisation de l'information sur le risque pour prendre des décisions, établir la priorité des mesures d'application de la réglementation et affecter des ressources.

La CCSN adopte graduellement un régime de réglementation basé sur le rendement et en fonction du risque. Le régime permettra d'utiliser les données sur les risques, les analyses et le jugement technique, l'expérience d'exploitation et le rendement afin :

- d'élaborer des critères mesurables et objectifs pour la surveillance du rendement de l'installation autorisée;
- d'établir des seuils de sûreté et de réglementation objectifs;
- de se concentrer sur les résultats comme fondement principal des activités de réglementation.

En mars 2005, la CCSN aura en place le plan d'un projet visant l'élaboration d'un régime de réglementation des centrales nucléaires en fonction du risque. Elle a chargé un groupe de travail d'élaborer des guides d'évaluation des risques expliquant les façons d'intégrer l'établissement des priorités et l'affectation des ressources dans la planification, la production des rapports et la gestion du processus de réglementation. Ces guides traiteront plus spécifiquement de la détermination des risques, de l'incidence des risques, des décisions concernant les mesures d'application de la réglementation à prendre, de l'affectation des priorités, des attributions, des pouvoirs et des ressources, de l'évaluation et du contrôle des résultats et de la communication efficace.

Annexe 9 : Utilisation des bilans périodiques de sûreté (BPS) au Canada

Même si les bilans périodiques de sûreté (BPS) ne sont pas une exigence réglementaire, on peut considérer les domaines de sûreté de la CCSN (voir le tableau A3.14.4.2 du 3^e rapport national du Canada) comme l'équivalent des facteurs de sûreté retrouvés dans le document NS-G-2.10 de l'AIEA concernant les bilans. En fait, comme nous l'avons déclaré à l'atelier de l'AIEA sur l'expérience acquise au sujet des BPS, le Canada estime que ses processus d'examen de la sûreté et de renouvellement des permis sont équivalents à ceux des BPS. La CCSN a mis sur pied une équipe ayant comme projet d'examiner cette opinion et d'évaluer l'importance des lacunes éventuelles. Si des lacunes sont cernées, elle mettra au point un plan d'action afin de les combler et collaborera avec les titulaires de permis à le réaliser. Toute démarche visant l'adoption des BPS occasionnerait un réalignement des exigences de permis plutôt que l'introduction des BPS sous forme d'exigences réglementaires. Le projet dure plus longtemps que prévu, car les responsables recueillent à l'échelle internationale des renseignements sur la façon dont certains facteurs de sûreté sont mis en place par d'autres pays afin de mieux en comprendre l'ampleur. De plus, la CCSN veut faire en sorte que tout changement apporté le soit de manière efficace et efficiente et que la charge de travail supplémentaire qu'elle s'impose et occasionne aux titulaires de permis est justifiée. L'équipe prévoit finir ses travaux en 2005. Elle a déjà cerné une lacune, soit le fait que les normes modernes ne sont pas adoptées systématiquement dans le cadre de réglementation de la CCSN. La CCSN n'utilise pas pour le moment les BPS dans le processus de renouvellement des permis.

Les titulaires de permis sont d'avis que le processus ouvert, transparent et plus fréquent de délivrance de permis instaure la confiance de la population dans la sûreté des centrales nucléaires canadiennes. Dans les autres pays où les BPS sont utilisés, la durée des permis est plus longue que celle accordée au Canada (le double, voire plus). La durée des permis devrait être liée aux efforts déployés pour dresser un BPS et, si les bilans étaient ajoutés au cadre pour la délivrance de permis au Canada, les titulaires demanderaient une prolongation proportionnelle de la durée des permis pour compenser les coûts et les efforts engagés. Les processus de délivrance de permis et de conformité utilisés actuellement au Canada entraînent un examen et une confirmation continus de la sûreté tout en laissant au public une plus grande possibilité de participer à l'examen des demandes de permis.

Si les BPS étaient adoptés, la période la plus appropriée pour un bilan serait 10 ans; on aurait ainsi le temps nécessaire pour définir la portée, effectuer le bilan, mener l'examen réglementaire du bilan, et mettre en œuvre les mesures correctives requises. Les cadres pour la délivrance de permis et de conformité en usage présentement au Canada devront être révisés et peut-être même refondus. Voilà donc pourquoi, toute décision concernant l'utilisation des BPS doit prendre en compte des facteurs tel que la fréquence de l'accès du public au processus de délivrance de permis, l'efficacité et l'efficacité des changements proposés et le fardeau additionnel imposé à l'organisme de réglementation et aux titulaires de permis.

Annexe 10 : Méthode d'examen de l'organisation et de la gestion, caractéristiques de la culture de sûreté, mesure du rendement en matière de sûreté

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

La méthode d'examen de l'organisation et de la gestion est décrite dans un rapport de recherche approfondie (AECB RSP-0060) que la CCSN peut communiquer sur demande.

En bref, la méthode qu'utilise la CCSN pour mesurer la culture de sûreté s'inspire des principes de cueillette de données scientifiques, des outils de mesure et des techniques d'analyse. La documentation scientifique explique ces outils et techniques. Pour sa part, la CCSN utilise cinq outils pour évaluer le rendement : une analyse fonctionnelle, les échelles de cotation axées sur le comportement, les entrevues semi-structurées, les listes pondérées des comportements et un sondage avec questionnaire standard. Il faut noter que la CCSN ne réalise pas un audit traditionnel des centrales pendant les examens de l'organisation et de la gestion.

Après s'être renseignée auprès de diverses agences nucléaires et avoir analysé les documents relatifs à la culture de sûreté, la CCSN a dressé une liste de 17 comportements organisationnels pouvant influencer sur le rendement en matière de sûreté : le souci de la sûreté, la coordination du travail, la prise de décision, les communications externes, l'officialisation, l'établissement des buts et priorités, les communications externes et internes, la culture organisationnelle, la connaissance de l'organisation, l'évaluation du rendement de l'organisation, la qualité du rendement, la sélection du personnel, la détermination et la correction des problèmes, l'affectation des ressources, les rôles et responsabilités, l'urgence du moment, et la formation. Ces comportements sont des caractéristiques organisationnelles « observables » et nettement « identifiables » qui peuvent être mesurées systématiquement au moyen de techniques quantitatives et qualitatives si on dispose des outils adéquats. Ils jouent un rôle important dans la mesure des effets des facteurs organisationnels et gestionnels sur le rendement en matière de sûreté. Ils peuvent être directement reliés aux caractéristiques de la culture de sûreté et aux objectifs de rendement.

Caractéristiques de la culture de sûreté

Les membres d'une organisation qui partagent sa culture organisationnelle tiennent souvent comme admises les hypothèses fondamentales concernant la culture de sûreté. L'évaluation des valeurs et des attitudes constituant les hypothèses fondamentales doivent s'inspirer des caractéristiques jugées importantes au maintien d'une culture de sûreté efficace au sein d'une installation nucléaire. Un groupe d'experts réuni par l'AIEA a élaboré les caractéristiques de la culture de sûreté (celles-ci sont énoncées dans le document INSAG 15). Les caractéristiques sont les éléments démontrant qu'une installation a une bonne culture de sûreté. À titre d'exemple, elles comprennent :

- la sûreté est une valeur reconnue manifestement dans l'organisation
- les attributions en matière de sûreté dans l'organisation sont claires
- la sûreté est intégrée dans toutes les activités de l'organisation
- un processus de leadership en matière de sûreté existe au sein de l'organisation
- la culture de sûreté est acquise par l'apprentissage dans l'organisation

Mesure du rendement en matière de sûreté

Chaque caractéristique d'une culture de sûreté a des objectifs de rendement spécifiques et mesurables. Ces objectifs doivent être atteints afin que la caractéristique puisse se concrétiser. Actuellement, les objectifs de rendement sont qualitatifs, mais les résultats des examens de l'organisation et de la gestion sont énoncés sous forme de mesures quantitatives et qualitatives. Les objectifs et les exemples de critères de rendement ont été élaborés en fonction des résultats de la recherche, des avis d'experts et des travaux menés récemment par des organismes internationaux dont l'AIEA. À titre d'exemple, « la documentation relative à la sûreté est affichée bien en vue et comprise par le personnel de l'organisation » est un critère de l'objectif de

rendement « il existe de la documentation décrivant l'importance et le rôle de la sûreté dans le fonctionnement de l'organisation » qui lui relève de la caractéristique « la sûreté est une valeur reconnue manifestement par l'organisation ». Ces critères rejoignent les comportements organisationnels associés à une caractéristique précise de la culture de sûreté. Les centrales peuvent élaborer leurs propres critères afin de démontrer la façon dont elles évaluent l'atteinte des objectifs.

Annexe 11 : Exigences réglementaires relatives aux rapports sur des problèmes se dégageant des activités de recherche et d'analyse

Selon la norme d'application de la réglementation S-99 de la CCSN, intitulée *Rapports à soumettre par les exploitants de centrales nucléaires*, le titulaire de permis doit déclarer dans un délai de 21 jours les problèmes réels ou potentiels dégagés par la recherche ou par des analyses nouvelles ou révisées dont les résultats s'éloignent des analyses de sûreté déjà soumises à la CCSN. Nous reproduisons ci-après les extraits pertinents de la norme (le document intégral se trouve sur le site web de la CCSN (www.suretenucleaire.gc.ca)).

6.3.2.3 Rapports sur des problèmes qui se dégagent des résultats de la recherche ou d'analyses révisées

Pour satisfaire à la présente norme, le titulaire de permis qui apprend, par les résultats issus de la recherche ou d'analyses nouvelles ou révisées de la sûreté, l'existence d'un problème réel ou potentiel présentant un risque réel ou potentiel pour la santé et la sécurité des personnes, pour la sécurité ou pour l'environnement qui est d'une nature différente ou dont la probabilité ou l'importance est plus grande que celle présentée antérieurement à la Commission dans les documents de permis, doit déposer un rapport, dans les 21 jours qui suivent la connaissance de ce fait, à la personne désignée de la CCSN. Les problèmes réels ou potentiels que le titulaire de permis doit déclarer à la CCSN conformément à la présente norme comprennent les événements suivants :

- a) lorsqu'un rapport de sûreté final pour une centrale nucléaire contient une hypothèse, des données, une méthode ou des résultats d'analyse qui sont invalides ou qui peuvent l'être;
- b) lorsqu'une limite définie dans les documents de permis d'une centrale nucléaire ou dans les annexes à ces documents est ou peut être insuffisante pour assurer la sûreté;
- c) lorsqu'une analyse ayant permis de dériver une limite inscrite dans un document de permis peut avoir un degré d'invalidité ou d'incertitude tel que la marge de sûreté peut être moindre que ce qui avait été prévu;
- d) lorsque les spécifications définies d'un système spécial de sûreté ou d'un système relié à la sûreté d'une centrale nucléaire sont invalides ou peuvent l'être;
- e) lorsqu'un document de permis d'une centrale nucléaire contient une erreur qui pourrait accroître le risque pour la santé et la sécurité des personnes, pour la sécurité ou pour l'environnement si on s'y fiait ou si on y donnait suite;
- f) lorsque les mesures en place pour protéger l'environnement contre les effets de l'exploitation d'une centrale nucléaire sont insuffisantes ou peuvent l'être.

Annexe 12 : État et calendriers des programmes de gestion des accidents graves (GAG) de l'organisme de réglementation et de l'industrie

Les titulaires de permis canadiens, grâce au parrainage du Groupe des propriétaires de CANDU, sont en train d'élaborer un ensemble commun de lignes directrices génériques relatives à la gestion des accidents graves (LDGAG), auxquelles s'ajouteront des procédures propres à la centrale. Les LDGAG CANDU sont basées sur la démarche adoptée par le Westinghouse Owners Group, rajustée pour tenir compte des différences dans la conception et les pratiques d'exploitation.

Les principaux objectifs des LDGAG CANDU sont définis comme suit :

- mettre un terme aux rejets de produits de fission provenant des centrales
- maintenir ou ramener le confinement à un état contrôlé et stable
- ramener le coeur du réacteur à un état contrôlé et stable.

Pour atteindre ces objectifs, les LDGAG contiendront des conseils quant à la façon de procéder pour:

- déterminer l'état de la centrale
- établir la priorité des interventions
- évaluer la disponibilité de l'équipement
- faciliter la récupération de l'équipement
- évaluer les incidences des mesures de récupération
- cerner les préoccupations à long terme.

Voici les principales tâches et le calendrier du projet de LDGAG :

- Lancement du projet et préparation de la demande de proposition	2002
- Signature de l'entente de projet conjoint et passation de contrats	Mai 2003
- Plan d'exécution du projet et programme d'AQ	Juin 2003
- Format GAG, <i>Guide salle de commande en cas d'accident grave (GSCAG)</i> et <i>Lignes directrices pour terminer les accidents graves (LDTAG)</i> , première ébauche, à déterminer, vol. 1, DRCCMN et <i>Arbre d'état lors de situations graves (AESG)</i>	Déc. 2003
- Autres lignes directrices en cas d'accident grave	Août 2004
- Aides au calcul et LDTAG finales	Nov. 2004
- Documentation GAG générique	Fin de 2005
- LDGAG spécifiques aux centrales	Déc. 2006

Le guide d'application de la réglementation G-306, intitulé *Programmes de gestion des accidents graves touchant les réacteurs à fission*, est aux dernières étapes de la préparation et devrait paraître d'ici le milieu ou vers la fin de 2005. On peut le consulter sur le site web de la CCSN (www.suretenucleaire.gc.ca).

Annexe 13 : Gestion de la durée de vie utile des centrales (GDVC) au Canada

1. Durée de vie nominale et prolongation de la durée de vie utile des centrales nucléaires

Les permis des centrales nucléaires canadiennes ne sont pas délivrés pour une durée de vie nominale prédéterminée. La *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires (LSRN)* et les règlements de la CCSN ne comportent pas de dispositions sur la durée de vie nominale des centrales nucléaires ou la prolongation de cette durée. Les programmes actuels de gestion de la durée de vie utile des centrales (GDVC) (voir le point 2 ci-dessous) servent à évaluer l'état des systèmes, des structures et des composants (SSC) dont le remplacement sera coûteux et long lorsqu'ils atteignent un niveau de détérioration susceptible de compromettre les marges de sécurité. Par conséquent, la prévision de la durée de vie utile des centrales nucléaires canadiennes est continuellement améliorée et mise à jour.

Les permis d'exploitation de réacteurs nucléaires peuvent être octroyés pour toute durée que la Commission juge appropriée une fois qu'elle est convaincue du respect des autres exigences. Le titulaire de permis doit démontrer dans sa demande de renouvellement de permis que l'état actuel de sa centrale en permettra l'exploitation sûre pendant la durée d'un autre permis. Ce processus de renouvellement de permis fréquent pourrait mener à de nombreuses améliorations à la conception et à des remplacements de composants importants durant la durée de vie des centrales. Dans certains cas, comme les projets de remise à neuf des centrales de Gentilly-2 et de Point Lepreau, les titulaires de permis évaluent la faisabilité de continuer à exploiter de manière sûre et rentable à long terme (c.-à-d. la prolongation de la durée de vie utile) bien au-delà de la durée de vie nominale de la centrale. Ces cas de remise à neuf seront assujettis aux mêmes exigences de permis en vue de l'exploitation sûre pendant la durée du permis, même après l'achèvement de la remise à neuf.

2. Programmes de gestion de la durée de vie des centrales (GDVC)

À la fin des années 1980, la CCSN a observé que, même si les titulaires de permis des centrales nucléaires avaient mis en place des programmes liés au vieillissement, ils ne les avaient pas encore entièrement intégrés dans une stratégie globale et systématique de gestion du vieillissement. Par conséquent, en 1990, le personnel de la CCSN a ouvert le dossier générique 90G03 (voir la page 84 du 3^e rapport canadien), intitulé *Assurance continue de la sûreté dans les centrales nucléaires*, qui exige des titulaires de permis qu'ils démontrent que :

- des changements potentiellement préjudiciables de l'état de la centrale sont identifiés et corrigés avant qu'ils ne compromettent la défense en profondeur;
- les programmes liés au vieillissement sont intégrés efficacement dans un examen global dirigé de la sûreté;
- les analyses en régime permanent ou dynamique sont, et demeureront valides;
- un examen des mécanismes de détérioration des composants est réalisé;
- les évaluations de la fiabilité demeurent valides à la lumière de l'expérience acquise en matière d'exploitation;
- les programmes d'entretien prévu sont adéquats pour assurer l'exploitation sûre de la centrale.

La portée du travail et des programmes de gestion du vieillissement connexes visaient les SSC importants pour la sûreté, y compris certains systèmes, comme les systèmes spéciaux de sûreté et les systèmes liés à la sûreté, les SSC dont la défaillance pourrait empêcher un système spécial de sûreté ou un système lié à la sûreté de remplir son rôle ou pourrait causer le déclenchement d'un système de sûreté, les SSC auxquels on fait appel dans les procédures d'exploitation sur incident et les SSC servant à la protection en cas d'incendie ou de séisme.

En réponse au dossier générique 90G03, les titulaires de permis ont décrit, dans les documents soumis à la CCSN, un certain nombre d'activités de surveillance et d'entretien qu'ils accomplissent pour maintenir la sûreté nucléaire. Cependant, ils n'ont pas démontré qu'ils disposent d'une méthode systématique et intégrée de gestion du vieillissement. Par conséquent, le personnel de la CCSN a recommandé que les titulaires utilisent le rapport n° 15 de la collection Sécurité de l'AIEA, intitulé *Mise en oeuvre et l'examen d'un programme de gestion du vieillissement des centrales nucléaires*, comme cadre approprié pour un tel programme.

Les titulaires de permis ont depuis mis au point ou modifié des programmes existants de gestion du vieillissement des SSC critiques pour la sûreté nucléaire. En 2003, des lettres ont été envoyées à chaque titulaire de permis de centrale nucléaire pour les informer que le personnel de la CCSN avait décidé de clore le dossier générique en raison des documents soumis et de surveiller, dans le cadre du programme de conformité continue de la CCSN, le rendement du programme des titulaires de permis.

3. Éventualité d'une norme d'application de la réglementation

Le personnel de la CCSN élabore présentement une norme d'application de la réglementation qui décrira les exigences réglementaires relatives aux programmes de gestion du vieillissement des titulaires de permis de centrale nucléaire. Il envisage d'utiliser cette norme comme base pour l'examen des programmes de gestion du vieillissement à des fins de conformité.

Annexe 14 : Contrôle de la qualité et assurance de la qualité des enveloppes de pression

Les conditions dont sont assortis les permis d'exploitation des réacteurs CANDU font renvoi au code de l'*American Society of Mechanical Engineering* (ASME) et aux normes de l'Association canadienne de normalisation (CSA) relatives aux enveloppes de pression. La clause 5.3 de la norme CSA B51, intitulée *Chaudières, appareils et tuyauteries sous pression* [pour la sécurité du public], à laquelle renvoient toutes les lois fédérales et provinciales du Canada portant sur les enveloppes de pression contient des dispositions relatives à un système de contrôle de la qualité (CQ). Ces dispositions sont mises rigoureusement en vigueur et leur portée a été étendue également à l'assurance de la qualité (AQ) des réparations, des remplacements et des modifications des systèmes nucléaires et non nucléaires. Ceci constitue une extension des programmes d'assurance de la qualité décrits dans le Premier et le Deuxième rapport national du Canada.

Tous les titulaires de permis au Canada sont tenus, conformément à une condition de permis, de soit :

1. satisfaire aux exigences en matière de CQ et d'AQ afin de pouvoir réaliser eux-mêmes les réparations, remplacements ou modifications; ou
2. d'engager un entrepreneur qui possède les certifications nécessaires pour réaliser les réparations, remplacements ou modifications.

Pour obtenir la certification appropriée, les entrepreneurs doivent élaborer et mettre sur pied un programme d'AQ (pour les travaux nucléaires) ou un programme de contrôle de la qualité (pour les travaux non nucléaires) qui satisfait aux exigences de l'ASME et de la CSA. Une agence d'inspection autorisée par la CCSN ou l'organisme provincial de réglementation des enveloppes de pression vérifie ces programmes. Dès qu'il est convaincu de l'efficacité du programme d'AQ ou de CQ de l'entrepreneur, il reçoit un certificat l'autorisant à réaliser des travaux sur les enveloppes de pression. Les travaux, même s'ils sont exécutés par un entrepreneur, doivent être effectués sous la surveillance du titulaire de permis et respecter le programme d'AQ approuvé du titulaire de permis et les procédures certifiées de réparation, de remplacement et de modification de l'entrepreneur.

La CCSN ne participe pas directement à la certification des entrepreneurs pour les travaux réalisés sur les enveloppes de pression. Une autre autorité s'en charge. Elle n'a donc pas une liste des entrepreneurs qualifiés. Cependant, le nombre d'entrepreneurs ayant les compétences nécessaires pour faire des travaux sur des systèmes nucléaires est nettement inférieur à celui des entrepreneurs certifiés pour les systèmes conventionnels.

Annexe 15 : Descriptions des programmes devant accompagner une demande de renouvellement d'un permis d'exploitation d'une centrale nucléaire

La demande devrait inclure une brève description des programmes avec renvois, le cas échéant, à des documents connexes. Il n'est pas nécessaire de décrire chaque programme séparément, surtout dans les cas où celui-ci constitue un sous-programme d'un programme plus vaste. Cependant, on doit indiquer clairement dans la demande où on peut trouver les renseignements sur chaque programme. Les exigences contenues dans les nouveaux règlements que doit couvrir chaque programme sont indiquées en italique après le titre du programme. Les exigences applicables du *Règlement général sur la sûreté et la réglementation nucléaires* sont abrégées comme suit : *G-x(y)*, où *x* est l'article et *y* est le paragraphe du règlement. De même, les exigences contenues dans le *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I* sont abrégées comme suit : *C-x(y)*. Les programmes qui ne sont pas explicitement exigés par règlement mais pour lesquels le personnel de la CCSN demande des renseignements en vertu de l'alinéa *G-3(1)n)* sont indiqués par un astérisque (*).

Renseignements généraux, incluant :

- le nom et l'adresse d'affaires du demandeur *G-3(1)a)*
- la nature et l'objet de l'activité visée par la demande *G-3(1)b)*
- le nom des personnes qui ont le pouvoir d'agir au nom du demandeur et du titulaire de permis auprès de la Commission *G-15a)*
- les noms et titres des personnes qui sont chargées de gérer et de contrôler l'activité autorisée *G-15b)*
- les documents décrivant la propriété et le contrôle des terres *C-3*
- les garanties financières *G-3(1)l)*

Programme d'information du public *C-3j)*

Description et plan du site *C-3a)*, *C-3b)*

Rapport de sûreté et programme d'analyse de la sûreté *G-3(1)c)*, *G-3(1)d)*, *G-1i)*, *G-1j)*, *C-6(a)*, *C-6b)*, *C-6c)*, *C-6h)*

On doit inclure par renvoi la version actuelle du rapport de sûreté, l'analyse sur la sûreté supplémentaire et les évaluations qui ne sont pas comprises dans la version actuelle du rapport de sûreté.

Documents de conception (par renvoi seulement) *C-6a)*, *C-6b)*

Programme d'entretien *C-6d)*

Programmes d'inspections périodiques et d'inspections en cours de fonctionnement *C-6d)*

Programme d'essai des systèmes *C-6d)*

On doit inclure par renvoi l'analyse de fiabilité des systèmes spéciaux de sûreté et des systèmes connexes.

Programme de surveillance technique et production des rapports *C-6d)*

Programme d'assurance de la durée de vie des centrales nucléaires*

Programme de qualification environnementale*

Programme de protection contre l'incendie*

Lignes de conduites pour l'exploitation *C-6d)*

Programmes des mesures correctives et d'expérience d'exploitation *C-6d)*

Programme d'assurance de la qualité *C-3d)*

Programme de radioprotection *G-3(1)e), G-3(1)f), C-3f)*

Seuils d'intervention selon l'article 6 du *Règlement sur la radioprotection G-3(1)f)*

Programme de contrôle des substances nucléaires *C-6e)*

On doit inclure le nom, la quantité maximale et la forme de toute substance nucléaire qui est visée par le permis. On doit inclure par renvoi tout autre permis délivré par la CCSN pour le contrôle d'autres substances nucléaires *G-3(3)c)*.

Programme des facteurs humains*

Programme du contrôle de la chimie *C-6d)*

Gestion de la configuration et programme du contrôle des changements *C-6d)*

Programme de santé et sécurité au travail (non radiologique) *C-3e), C-3f), C-6e)*

On doit inclure par renvoi toutes les exigences provinciales.

Organisation, dotation en personnel et formation *G-3(1)k), C-6m), C-6n)*

On doit inclure la structure de l'organisation et les résultats obtenus grâce à l'application du programme de recrutement, de formation et de qualification des travailleurs liés à l'exploitation et à l'entretien de l'installation nucléaire. À ce moment-ci, on doit simplement fournir l'information relative aux travailleurs ayant besoin de l'accréditation de la CCSN *C-6n)*.

Programme de préparation aux situations d'urgence *C-6k)*

On doit inclure par renvoi les plans sur le site et hors du site pour les incidents radiologiques et les incidents non radiologiques (incendies, déversements de produits chimiques, préjudices corporels, etc.)

Programme de protection de l'environnement *C-3g), C-6h), C-6i)*

Programme de surveillance des effluents et de l'environnement *C-3h), C-6i), C-6j)*

à la fois pour les matières radiologiques et non radiologiques

Programme de gestion des déchets *G-3(1)j), C-3e), C-6i), C-6j)*

à la fois pour les matières radiologiques et non radiologiques

Programme de sécurité *G-3(1)e), G-3(1)g), G-3(1)h), C-3i), C-6l)*

Programme des garanties *C-6f)*

Plan de déclasserement *C-3k)*

Énoncé décrivant les changements apportés aux renseignements déjà soumis *G-5b)*

Programme de mise en service proposé des systèmes et de l'équipement qui seront utilisés à l'installation nucléaire C-6g)

Production des rapports et tenue des dossiers G-28 à G-32 et C-14(1) à (5)

Plans d'amélioration de la centrale*

On doit décrire brièvement les points suivants :

- Initiatives d'amélioration globale
- Amélioration des installations
- Avis de changements techniques importants pour la sûreté

Les résumés devraient mentionner les améliorations réalisées depuis que le permis actuel est en vigueur, celles qui sont en cours et celles qui sont prévues.

Énoncé décrivant les changements apportés aux renseignements déjà soumis *G-5b)*

Programme de mise en service proposé des systèmes et de l'équipement qui seront utilisés à l'installation nucléaire *C-6g)*

Production des rapports et tenue des dossiers *G-28 à G-32 et C-14(1) à (5)*

Plans d'amélioration de la centrale*

On doit décrire brièvement les points suivants :

- Initiatives d'amélioration globale
- Amélioration des installations
- Avis de changements techniques importants pour la sûreté

Les résumés devraient mentionner les améliorations réalisées depuis que le permis actuel est en vigueur, celles qui sont en cours et celles qui sont prévues.