



Gouvernement  
du Canada

Government  
of Canada

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



Quatrième réunion d'examen  
Avril 2008

Canada 

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

© Ministre des Travaux publics et Services gouvernementaux Canada 2008  
Numéro de catalogue CC172-27/2008F-PDF  
ISBN 978-0-662-08706-9

Publié par la Commission canadienne de sûreté nucléaire  
Numéro de catalogue de la CCSN INFO-0768

Ce document accompagne le rapport national du Canada pour la Convention sur la sûreté nucléaire –  
Quatrième rapport  
Numéro de catalogue CC172-18/2007F-PDF  
ISBN 978-0-662-07208-9  
Numéro de catalogue de la CCSN INFO-0763

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](mailto:info@cnsccsn.gc.ca)  
Site Web : [www.suretenucleaire.gc.ca](http://www.suretenucleaire.gc.ca)

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

## Quatrième réunion d'examen

Avril 2008

Ce document complète le quatrième rapport national du Canada pour la Convention sur la sûreté nucléaire. Présentant des informations additionnelles et détaillées aux 123 questions reçues de 23 parties contractantes, il démontre comment le Canada a respecté ses obligations aux termes de la Convention sur la sûreté nucléaire. Ce rapport est produit par la Commission canadienne de sûreté nucléaire au nom du gouvernement du Canada. Des représentants des organismes suivants ont contribué à la préparation des réponses : Ontario Power Generation, Bruce Power, Société d'énergie du Nouveau-Brunswick, Hydro-Québec, Ressources naturelles Canada, Affaires étrangères et Commerce international Canada, Énergie atomique du Canada limitée et la Commission géologique du Canada.

*Blanc intentionnel*

# Table des matières

COMMENTAIRES GÉNÉRAUX.....	1
ARTICLE 6 : CENTRALES NUCLÉAIRES ACTUELLES - AUCUNE.....	5
ARTICLE 7: RÉGIME LÉGISLATIF ET CADRE DE RÉGLEMENTATION.....	5
ARTICLE 8: L'ORGANISME DE RÉGLEMENTATION .....	16
ARTICLE 9 : RESPONSABILITÉS DES TITULAIRES DE PERMIS - AUCUNE .....	22
ARTICLE 10 : PRIORITÉ À LA SÛRETÉ - CULTURE DE SÛRETÉ.....	22
ARTICLE 11 : RESSOURCES FINANCIÈRES ET HUMAINES.....	27
ARTICLE 12 : FACTEURS HUMAINS .....	29
ARTICLE 13 : ASSURANCE DE LA QUALITÉ .....	33
ARTICLE 14 : ÉVALUATION ET VÉRIFICATION DE LA SÛRETÉ .....	34
ARTICLE 15 : RADIOPROTECTION ET SURVEILLANCE ENVIRONNEMENTALE.....	44
ARTICLE 16 : PRÉPARATION AUX SITUATIONS D'URGENCE .....	51
ARTICLE 17 : CHOIX DE L'EMPLACEMENT.....	54
ARTICLE 18 : CONCEPTION ET CONSTRUCTION .....	56
ARTICLE 19 : EXPLOITATION.....	58
ANNEXE 1 : EXTRAITS DE LA LOI CANADIENNE SUR L'ÉVALUATION ENVIRONNEMENTALE ..	69
ANNEXE 2 : DÉVELOPPEMENT ET MISE EN ŒUVRE D'UN PROCESSUS DE PRISE DE DÉCISIONS EN FONCTION DU RISQUE .....	70
ANNEXE 3 : LA TRANSPARENCE DU PROCESSUS DE PRISE DE DÉCISIONS DE LA COMMISSION CANADIENNE DE SÛRETÉ NUCLÉAIRE.....	72
ANNEXE 4 : ATTRIBUTION DE COTES DE RENDEMENT AUX PROGRAMMES ET AUX DOMAINES DE SÛRETÉ.....	74
ANNEXE 5 : LE SYSTÈME D'INDICATEURS DE RENDEMENT EN MATIÈRE DE SÛRETÉ UTILISÉ PAR LES CENTRALES NUCLÉAIRES AU CANADA .....	77
ANNEXE 6 : LE PROGRAMME DE RÉGLEMENTATION ET LA COMPÉTENCE DU PERSONNEL DE LA CCSN EN MATIÈRE DE FACTEURS HUMAINS.....	79
ANNEXE 7 : LES PRINCIPALES AMÉLIORATIONS APPORTÉES À LA CAPACITÉ DES SYSTÈMES D'ARRÊT ET AU SYSTÈME DE REFROIDISSEMENT D'URGENCE DU CŒUR À PICKERING-A .....	81
ANNEXE 8 : ALARA, LES LIMITES DE DOSE ET LES SEUILS D'INTERVENTION.....	84
ANNEXE 9 : MESURES DE MISE EN ŒUVRE DES LIGNES DIRECTRICES SUR LA GESTION DES ACCIDENTS GRAVES AU CANADA .....	85
ANNEXE 10 : RISQUES RADIOLOGIQUES ET LES NIVEAUX DES MESURES DE PROTECTION À L'ÉGARD DE LA PLANIFICATION DES MESURES D'URGENCE HORS SITE .....	86
ANNEXE 11 : LA SÉQUENCE DES ÉVÉNEMENTS QUI A MENÉ À LA PERTE DE RÉGULATION À LA TRANCHE N° 3 DE BRUCE-A .....	87

#	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
<b>COMMENTAIRES GÉNÉRAUX</b>					
1	Hongrie	Généralités	D.4, p.9 (10) <sup>1</sup>	Il est mentionné à la section D.4 que deux entreprises ont soumis des demandes de permis afin de préparer des emplacements pour la construction de futures centrales nucléaires. Q. Combien de temps faut-il allouer à la délivrance de permis de préparation de l'emplacement?	Le facteur principal contribuant à déterminer le temps requis pour émettre un permis de préparation de l'emplacement est la durée de l'évaluation environnementale qui doit être complétée conformément à la <i>Loi canadienne sur l'évaluation environnementale</i> (LCEE) (pour consulter des extraits pertinents de la LCEE, voir l'annexe 1). L'hypothèse maintenant retenue pour fins de planification est que l'évaluation environnementale prendra jusqu'à trois ans. L'organisme de réglementation peut évaluer une demande de permis de préparation de l'emplacement en parallèle avec l'évaluation environnementale. Par conséquent, un tel permis peut être émis peu de temps après que l'évaluation environnementale est complétée.
2	Hongrie	Généralités	D.4, p.9 (10)	Il est mentionné à la section D.4 que deux entreprises ont soumis des demandes de permis afin de préparer des emplacements pour la construction de futures centrales nucléaires. Q. Quels types de réacteurs sont envisagés?	Bruce Power a proposé les cinq conceptions suivantes: RCA-1000, AP-1000, EPR, ESBWR et CANDU-6 amélioré (EC-6). Ontario Power Generation a proposé les neuf conceptions suivantes : EC6, EPR, AP1000, APWR, OPR1000, APR1400, ABWR, ESBWR et RCA-1000. Subséquemment, le 7 mars 2008, le ministère de l'Énergie de l'Ontario a annoncé que la phase 2 du processus compétitif de demande de proposition (DP) visant à choisir un fournisseur de réacteurs nucléaires avait débuté. Les quatre fournisseurs internationaux suivants ont été invités à participer au processus de DP : AREVA NP, l'EACL, GE Hitachi Nuclear Energy et la compagnie Westinghouse Electric.
1B	Argentine	Généralités		Le rapport mentionne que Bruce Power et Ontario Power Generation ont soumis à la CCSN des demandes relatives à de nouvelles centrales nucléaires. Est-ce que le Canada peut fournir des détails sur le type de réacteur devant faire l'objet d'un permis et les dispositions prises par la CCSN advenant que les réacteurs sont de types autres que CANDU?	Bruce Power a proposé les cinq conceptions suivantes: RCA-1000, AP1000, EPR, ESBWR et CANDU-6 amélioré (EC-6). Ontario Power Generation a proposé les neuf conceptions suivantes : EC6, EPR, AP1000, APWR, OPR1000, APR1400, ABWR, ESBWR et RCA-1000. Subséquemment, le 7 mars 2008, le ministère de l'Énergie de l'Ontario a annoncé que la phase 2 du processus compétitif de demande de proposition (DP) visant à choisir un fournisseur de réacteurs nucléaires avait débuté. Les quatre fournisseurs internationaux suivants ont été invités à participer au processus de DP : AREVA NP, l'EACL, GE Hitachi Nuclear Energy et la compagnie Westinghouse Electric.  Puisque l'organisme de réglementation n'a pas comme rôle d'influencer le choix de la conception à être adoptée pour fins de construction (en exprimant son opinion, soit négative ou positive), la Commission canadienne de sûreté nucléaire

<sup>1</sup>Le chiffre entre parenthèses suite au numéro de la page correspond au numéro de la page de la version française du 4<sup>e</sup> rapport national du Canada pour la Convention sur la sûreté nucléaire.

#	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
					(CCSN) suit une approche neutre sur le plan technologique. Les projets de document d'application de la réglementation de la CCSN RD-337 <i>Conception des nouvelles centrales nucléaires</i> et RD-346 <i>Évaluation de l'emplacement des nouvelles centrales nucléaires</i> , inspirés respectivement des normes NS-R-1 et NS-R-3 de l'AIEA, sont des exemples de cette approche. Le reste du cadre de réglementation devant être élaboré sera également neutre sur le plan technologique, de même que les plans d'inspection et les guides d'évaluation que la CCSN est à préparer. À cette fin, la CCSN consacre des ressources afin de se familiariser avec des facettes spécifiques de la technologie des réacteurs à l'eau légère.
3	Roumanie	Généralités	D4	Au cours de la période du rapport, deux titulaires de permis (Bruce Power et Ontario Power Generation) ont soumis des demandes à la CCSN pour construire de nouvelles centrales nucléaires. Veuillez fournir des détails sur la conception retenue par ces sociétés pour ces centrales.	Au total, neuf conceptions ont été proposées par deux promoteurs : CANDU-6 amélioré, EPR, AP1000, APWR, OPR1000, APR1400, ABWR, ESBWR et RCA-1000. Subséquemment, le 7 mars 2008, le ministère de l'Énergie de l'Ontario a annoncé que la phase 2 du processus compétitif de demande de proposition (DP) visant à choisir un fournisseur de réacteurs nucléaires avait débuté. Les quatre fournisseurs internationaux suivants ont été invités à participer au processus de DP : AREVA NP, l'EACL, GE Hitachi Nuclear Energy et la compagnie Westinghouse Electric. Des renseignements détaillés concernant les différentes conceptions proposées ne sont pas présentement disponibles parce qu'en vertu de la réglementation canadienne, il n'est pas requis de fournir cette information avant qu'une demande de permis de construction ne soit soumise.
4	Inde	Généralités	Page 15 (16), section III C	On a signalé que les tubes de calandre des tranches n° 1 et 2 de la centrale Bruce-A sont en cours de remplacement. En plus de l'affaissement des tubes de calandre, y a-t-il d'autres aspects dont il faut tenir compte pour décider de leur remplacement? Quelle est la durée de vie utile des nouveaux tubes de calandre?	La principale raison de procéder au remplacement de tubes de calandre (TC) est leur affaissement et la difficulté d'installer des tubes de force droits dans des tubes de calandre affaissés. De plus, certains TC affaissés vont éventuellement s'approcher et toucher des gicleurs d'injection du système d'arrêt d'urgence n° 2 (SAU2) ce qui, à la longue, entraînerait la perforation des TC par usure de contact. On tient également compte des améliorations apportées à la qualité des matériaux. La durée de vie nominale des TC de remplacement est évaluée à 30 ans.
5	Pakistan	Généralités	D.3, page 8 (8)	Veuillez consulter le quatrième paragraphe de la section D.3 à la page 8; il y est mentionné que l'état des générateurs de vapeur des tranches n° 2 et 3 a été jugé de beaucoup inférieur	L'état des générateurs de vapeur des tranches n° 2 et 3 de Pickering-A était un facteur important dans la décision de ne pas redémarrer ces tranches, mais pas la seule.  Pour les générateurs de vapeur de la tranche n° 2, les attaques inter granulaires de

#	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
				à celui des tranches n° 1 et 4. Veuillez expliquer les différences dans la détérioration, alors que tous les générateurs de vapeur fonctionnent dans les mêmes conditions d'exploitation?	<p>la surface interne est la cause la plus probable du raccourcissement de leur durée de vie. Une enquête des causes fondamentales a permis de conclure avec un haut niveau de confiance que l'événement initiateur a eu lieu au cours d'une opération de décontamination lors d'un arrêt. La tranche n° 1 a aussi été touchée de façon importante par des attaques inter granulaires qui auraient également été causées au cours de la même opération de décontamination lors d'un arrêt. La tranche n° 4 est affectée seulement par un petit nombre d'attaques inter granulaires. La détérioration due aux attaques inter granulaires à la tranche n° 2 est beaucoup plus importante que celle aux tranches n° 1 et 4.</p> <p>À la tranche n° 3, la sonde de base a été utilisée pour inspecter seulement 5 des 12 générateurs de vapeur. Les résultats ont révélé qu'un grand nombre de tubes étaient fortement bosselés (déformés) dans chacun des cinq générateurs de vapeur et qu'un des générateurs de vapeur montre un grand nombre de marques sur la surface interne (peut-être dues à des attaques inter granulaires, mais ceci n'est pas confirmé). De plus, la gaine des tubes à l'entrée du générateur de vapeur n° 5 de la tranche n° 3 a subi des dommages importants dus à une pièce qui s'est détachée. La tranche n° 1 montre certains effets de bosselage importants et un nettoyage chimique a été effectué du côté secondaire afin d'atténuer le bosselage dans le future. On n'observe presque pas de bosselage à la tranche n° 4. On ne sait pas si le bosselage s'est produit au cours de la fabrication initiale ou s'il est différent d'une tranche à l'autre à cause de variations dans les conditions chimiques qui prévalaient pendant l'exploitation. Déterminé au prorata en se basant sur les données provenant de l'inspection de cinq générateurs de vapeur, le bosselage à la tranche n° 3 est beaucoup plus important qu'à la tranche n° 1.</p>
6	Fédération de Russie	Généralités		<p>Les réacteurs CANDU, comme tous les autres réacteurs à canaux de combustible, sont des réacteurs à usages multiples, comme le mentionne le rapport en évoquant la production d'isotopes.</p> <p>Comment tenez-vous compte de la question d'éventuels usages multiples, pour les réacteurs CANDU livrés à l'étranger?</p>	<p>Les réacteurs CANDU ne sont pas conçus à usages multiples. Les énoncés généraux de la section A du chapitre II, à la page 5 (5) du quatrième rapport national, font référence aux nombreuses technologies nucléaires canadiennes, incluant celle des réacteurs CANDU. Ces énoncés ont pu être interprétés de façon à conclure que les réacteurs CANDU sont utilisés pour la production d'isotopes servant à des fins médicales; ceci est erroné. Ces isotopes sont produits dans des réacteurs non producteurs de puissance pour lesquels un permis a été émis à cette fin. Malgré ces précisions d'ordre général, les centrales Pickering-B, Bruce-B et Gentilly-2 sont autorisées à produire du cobalt-60 comme produit secondaire des barres de compensation contenant du cobalt. Ceci est similaire à permettre d'extraire le tritium de l'eau lourde dont on fait usage dans les réacteurs CANDU. Les réacteurs CANDU, tant au Canada qu'à l'étranger, sont assujettis à des ententes exhaustives et rigoureuses en matière de</p>



#	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
					garanties et à d'autres protocoles (qui ne sont pas couverts par cette Convention).
7	États-Unis	Généralités		Le Canada envisage-t-il utiliser d'autres types de réacteurs que les réacteurs CANDU si de nouvelles centrales nucléaires devaient être construites? Dans l'affirmative, comment la CCSN se prépare-t-elle à mener les activités de délivrance de permis et de surveillance réglementaire concernant un nouveau type de réacteur?	<p>Présentement, neuf conceptions sont proposées par deux promoteurs de l'Ontario: CANDU-6 amélioré (EC-6), EPR, AP1000, APWR, OPR1000, APR1400, ABWR, ESBWR et RCA-1000. Subséquemment, le 7 mars 2008, le ministère de l'Énergie de l'Ontario a annoncé que la phase 2 du processus compétitif de demande de proposition (DP) visant à choisir un fournisseur de réacteurs nucléaires avait débuté. Les quatre fournisseurs internationaux suivants ont été invités à participer au processus de DP : AREVA NP, l'EACL, GE Hitachi Nuclear Energy et la compagnie Westinghouse Electric.</p> <p>Puisque l'organisme de réglementation n'a pas comme rôle d'influencer le choix de la conception à être adoptée pour fins de construction (en exprimant son opinion, soit négative ou positive), la Commission canadienne de la sûreté nucléaire (CCSN) suit une approche neutre sur le plan technologique. Les projets de documents d'application de la réglementation de la CCSN RD-337 <i>Conception des nouvelles centrales nucléaires</i> et RD-346 <i>Évaluation de l'emplacement des nouvelles centrales nucléaires</i> qui s'inspirent des normes de l'AIEA, à savoir les NS-R-1 et NS-R-3 respectivement, sont des exemples de cette approche. Le reste du cadre de réglementation devant être élaboré sera également neutre sur le plan technologique, de même que les plans d'inspection et les guides d'évaluation que la CCSN est à préparer concernant les différents permis et approbations devant être accordés. À cette fin, la CCSN consacre des ressources dans le but de se familiariser avec des facettes spécifiques de la technologie des réacteurs à l'eau légère (LWR) ainsi qu'aux exigences et pratiques réglementaires dans les pays où un permis a été émis pour de tels réacteurs. Une fois que la conception (ou conceptions) devant servir à la construction aura été choisie, la CCSN entreprendra l'élaboration de guides d'application de la réglementation plus détaillés et spécifiques à la technologie adoptée.</p>
8	États-Unis	Généralités		Le rapport décrit un programme pilote de prise de décisions en fonction du risque, échelonné sur 12 mois et ayant pris fin en mai 2007. Des leçons ont-elles été tirées de ce programme?	<p>Des leçons ont été tirées du programme pilote. Entre autres choses, les leçons mettent l'accent sur l'importance des points suivants :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- fournir une formation adéquate sur la mise en œuvre du processus,</li> <li>- bien choisir les membres de l'équipe,</li> <li>- identifier correctement et s'entendre sur les questions soulevées,</li> <li>- s'assurer que les données et les renseignements utilisés sont exacts et à jour, et</li> <li>- consulter de façon appropriée les parties intéressées.</li> </ul>

#	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
					Pour plus de renseignements concernant l'élaboration et la mise en œuvre d'un processus de prise de décisions en fonction du risque, veuillez consulter l'annexe 2.
<b>ARTICLE 6 : CENTRALES NUCLÉAIRES ACTUELLES - Aucune</b>					
<b>ARTICLE 7: RÉGIME LÉGISLATIF ET CADRE DE RÉGLEMENTATION</b>					
9	Australie	7.1		<p>L'Australie désire connaître les indicateurs que la CCSN pourrait utiliser pour mesurer l'efficacité et le rendement de son cadre de réglementation en matière de sûreté nucléaire. Par exemple, nous nous intéressons aux indicateurs utilisés pour mesurer :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- l'efficacité des résultats et des processus;</li> <li>- l'efficacité des processus sur le plan des coûts, des ressources requises et de leur opportunité;</li> <li>- l'efficacité des mesures d'application et de conformité; et</li> <li>- la satisfaction des parties intéressées.</li> </ul>	<p>La Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) a élaboré un ensemble d'indicateurs servant à mesurer son efficacité et sa performance, ceux-ci étant liés à ses activités de base. Ces indicateurs apparaissent régulièrement dans le rapport que la CCSN soumet annuellement au gouvernement du Canada. La CCSN travaille de plus à son programme global de la gestion du rendement afin d'améliorer les indicateurs présentement utilisés et d'établir un lien entre eux et les processus réglementaires clés. Le progrès réalisé (excellent, bon, approprié) à compléter les priorités établies, le niveau d'atteinte des résultats stratégiques associés aux activités des programmes en comparaison à des points de repère définis à l'avance et l'importance de l'écart entre les dépenses prévues et les dépenses réelles sont des exemples d'indicateurs de rendement.</p> <p>Spécifiquement, la CCSN prépare chaque année les deux rapports suivants :</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. Le <i>Rapport ministériel sur le rendement</i> qui met l'accent sur la responsabilisation fondée sur les résultats en faisant rapport sur les réalisations en fonction des attentes en matière de rendement et des engagements en matière de résultats qui sont exposés dans le <i>Rapport sur les plans et les priorités</i>.</li> <li>2. Le <i>Rapport sur les plans et priorités</i> (RPP) qui présente des renseignements plus détaillés au niveau des différents secteurs d'activité et qui porte également sur les objectifs, les initiatives et les résultats prévus ainsi que les besoins connexes en ressources pour une période de trois ans. Les RPP contiennent également des informations plus détaillées sur les besoins en ressources humaines, les grands projets d'immobilisation, les subventions et contributions, et les coûts nets des programmes.</li> </ol> <p>Ces rapports sont déposés au Parlement par la présidente du Conseil du Trésor au nom des ministres responsables des ministères et des organismes désignés.</p> <p>Des renseignements additionnels ainsi que les rapports mentionnés</p>

#	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
					précédemment sont disponibles sur le site Web de la CCSN à <a href="http://www.nuclearsafety.gc.ca">www.nuclearsafety.gc.ca</a> .
10	Australie	7.1		L'Australie aimerait que le Canada lui fournisse des renseignements concernant la transparence de la prise de décisions réglementaires en matière de sûreté nucléaire, tant pour les titulaires de permis que pour les membres du public, plus particulièrement là où aucun processus imposé par la loi n'a été mis en place.	La Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) est un organisme indépendant qui fonctionne de manière transparente. Lorsqu'elle établit des politiques d'application de la réglementation et qu'elle rend des décisions relatives aux permis, le tribunal de la Commission (appelé communément la Commission) tient compte des vues, opinions et préoccupations des parties intéressées et des intervenants. La <i>Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaire</i> (LSRN) exige que la Commission tienne des audiences publiques pour la plupart des questions de permis. En plus d'en informer les demandeurs et les titulaires de permis, la Commission publie tous les avis d'audience publique 60 jours à l'avance. Les membres du public ou intervenants peuvent participer en se présentant en personne ou en ayant leurs mémoires pris en compte dans un forum public. En plus de faire usage de sa salle d'audience publique à Ottawa, la Commission tient périodiquement des audiences publiques à des endroits spécifiques afin d'offrir une plus grande opportunité aux membres de la population locale de participer. Lorsqu'approprié, la Commission se sert également de services de téléconférence, de vidéoconférence et de diffusion visuelle sur le Web.  Pour des renseignements additionnels et plus détaillés, veuillez voir l'annexe 3.
11	Chine	7.2.1	CH <sub>4</sub> W 7.2	Comment la CCSN a-t-elle choisi un organisme de soutien technique?	La Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) ne fait pas appel à des entreprises de soutien technique de la même façon que d'autres organismes de réglementation. Lorsque la CCSN a besoin d'un service de soutien technique externe, elle confie des travaux à des entreprises du secteur privé, aux universités ou à d'autres agences et organisations au Canada et ailleurs. Les contrats sont alloués conformément à la politique des contrats du Conseil du Trésor. Normalement, les contrats sont alloués selon un processus ouvert à la concurrence. Cependant, la politique permet, dans certaines circonstances, d'allouer un contrat directement à un entrepreneur spécifique. Dans le cas d'un contrat ouvert à la concurrence, une demande de proposition (DP) est annoncée par le biais du service d'appels d'offres du gouvernement du Canada qui est un babillard électronique servant à rendre public les besoins du gouvernement. Il est présentement disponible sur internet au site Web de MERX. Les offres reçues en réponse au DP sont évaluées et le contrat est ensuite alloué à l'entreprise dont la proposition a été retenue.

#	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
					<p>Pour évaluer les propositions, la CCSN utilise les critères suivants:</p> <p>a) L'aspect technique</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• la compréhension de la portée des objectifs,</li> <li>• une appréciation des problèmes directs de même que périphériques et les solutions proposées,</li> <li>• l'approche et la méthode proposée, et</li> <li>• le bien-fondé des plans de travail et de l'horaire prévu.</li> </ul> <p>b) Le personnel</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• le gérant de projet (expérience et qualifications pertinentes et sa position d'influence au sein de l'organisation),</li> <li>• les personnes clés (expérience et qualifications pertinentes), et</li> <li>• de quelle façon il est prévu d'organiser les équipes.</li> </ul> <p>c) L'expérience de la compagnie</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• une compétence éprouvée aux cours de travaux similaires et/ou connexes,</li> <li>• des ressources humaines en quantité suffisante,</li> <li>• la capacité de gestion, et</li> <li>• un engagement envers ce champ d'activité.</li> </ul>
12	République de Corée	7.2.1	Section 7.2 (iii)	<p>(Article 7-2-1, section 7.2 [iii])</p> <p>Dans la section 7.2 (iii), diverses activités liées à la production de rapports en cas d'événements, au suivi de ces événements ainsi qu'à la détermination de l'importance de ces événements sont mentionnées. Un certain nombre de normes et de critères pourraient être utilisés pour assurer l'efficacité de la communication entre les exploitants et les organismes de réglementation.</p> <p>- Quels sont les critères et les processus précis utilisés par le titulaire de permis pour déterminer le niveau d'importance des événements sur le plan de la sûreté?</p> <p>- Quels types de mesures réglementaires devront être appliqués</p>	<p>Dans le cadre du processus d'examen et de suivi des événements, la CCSN utilise une procédure permettant de déterminer l'importance d'un événement en fonction de critères dont le niveau d'exposition au rayonnement, l'ampleur des rejets, jusqu'à quel point les systèmes de sûreté sont indisponibles, etc. Ce processus est également suivi chaque fois que de nouvelles informations pouvant modifier les résultats de l'enquête d'un événement deviennent disponibles.</p> <p>Le secteur nucléaire détermine l'importance des événements en fonction de facteurs comme les niveaux d'exposition, de rejet et d'indisponibilité des systèmes de sûreté. Cependant, le secteur nucléaire établit un autre ordre d'importance en tenant compte de leur impact sur les résultats d'affaires visés. Par exemple, Ontario Power Generation et Bruce Power classent les événements en quatre niveaux d'importance, le niveau 1 correspondant aux événements les plus graves et le niveau 4 à ceux les moins importants. Le niveau d'importance 1 est défini comme suit : « un événement, une condition adverse de grande importance, ou une lacune de la mise en œuvre de programmes qui entraîne une réduction de la marge de sûreté des membres du public ou du personnel de la centrale et/ou un impact important sur l'environnement, la production ou d'autres résultats d'affaires visés ». Le niveau d'importance 2 est défini comme étant « un</p>

#	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
				quand le titulaire de permis ne pourra pas déterminer l'importance des événements sur le plan de la sûreté?	<p>événement, une condition adverse importante ou une lacune de la mise en œuvre de programmes qui, par lui-même, entraîne une réduction de la marge de sûreté des membres du public ou du personnel de la centrale et/ou un certain impact sur l'environnement ou la production ou d'autres résultats d'affaires visés ». Le niveau d'importance 3 est défini comme suit : « un événement, une condition adverse ou une lacune de la mise en œuvre de programmes qui n'est pas important en soi, mais qui a le potentiel de devenir plus important ou qui constitue possiblement un événement précurseur à d'autres événements plus importants ». Le niveau d'importance 4 correspond à « une condition de moindre importance ayant une incidence adverse sur la qualité et qui, en analysant les tendances, devrait aider à identifier les aspects nécessitant une plus grande attention ».</p> <p>Un transitoire de centrale et/ou un déclenchement d'un réacteur qui évolue d'une manière très différente de ce qui a été prévu ou analysé constitue un exemple d'un événement de niveau d'importance 1. Un exemple d'un événement de niveau d'importance 2 serait un déclenchement d'un réacteur, un recul rapide de puissance ou une baisse contrôlée de puissance au cours duquel les systèmes de sûreté fonctionneraient comme prévu par la conception. Un déclenchement d'un réacteur alors que la centrale est à l'état d'arrêt garanti par sur empoisonnement est un exemple d'un événement de niveau d'importance 3.</p> <p>S'il existait un désaccord entre l'organisme de réglementation et le titulaire de permis sur le niveau d'importance à être attribué, celui-ci serait normalement réglé dans le cadre des activités de conformité.</p>
13	Turquie	7.2.1	7.2 (i), p. 24 (27)	<p>a) Est-ce possible de fournir un calendrier préliminaire pour l'achèvement et l'approbation du document sur les exigences relatives au choix de l'emplacement de nouvelles centrales nucléaires?</p> <p>b) Le Canada pourrait-il fournir plus de renseignements sur d'autres exigences relatives au choix de l'emplacement provenant de l'USNRC et de la STUK qui ne figuraient pas dans le document NS-R-3 de l'AIEA?</p>	<p>(a) Le 14 janvier 2008, la première ronde de consultations sur le projet de document d'application de la réglementation de la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) RD-346 <i>Évaluation de l'emplacement des nouvelles centrales nucléaires</i> a été complétée. Il est prévu que l'approbation finale du document RD-346 sera donnée par la Commission au début de la prochaine période de référence. Notez que ce document n'est pas exécutoire, les exigences étant exécutoires seulement lorsqu'elles sont contenues dans des règlements ou qu'on y fait renvoi dans un permis. Le document RD-346 contient des critères dont on devrait tenir compte en évaluant un emplacement pour une future centrale nucléaire.</p> <p>(b) De la United States Nuclear Regulatory Commission, le Canada a choisi de</p>

#	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
					prendre en compte des éléments du processus « Évaluation des menaces et des risques en vue du choix d'un emplacement ». Le promoteur rassemble des renseignements sur la menace que représentent et les questions que soulèvent la géographie et les caractéristiques de l'emplacement proposé. De l'autorité finlandaise en matière de rayonnement et de sûreté (STUK), le Canada a choisi de prendre en compte un facteur qui vise à confirmer, pendant le processus d'évaluation de l'emplacement, qu'il n'existera pas d'obstacles à la mise en œuvre du plan des mesures d'urgence une fois venu le temps de commencer l'exploitation de la centrale. Ceci force le demandeur à revoir certains détails avec les municipalités avoisinantes dont, par exemple, leur plan à long terme concernant les infrastructures telles les hôpitaux, les installations pour la lutte contre les incendies, les services locaux de maintien de la paix et l'expansion du réseau routier.
14	Turquie	7.2.1	7 (i), p.24 (27)	Est-ce possible de fournir un calendrier préliminaire pour l'achèvement de la mise à jour de tous les documents du cadre de réglementation de la CCSN?	Le cadre de réglementation constitue une entité vivante qui évolue de façon continue et qui est mise à jour au besoin. En 2006, tel que mentionné à la section 7.2 du rapport, la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) a établi un nouveau comité des politiques de réglementation ayant comme responsabilités de définir l'orientation stratégique du cadre de réglementation de la CCSN ainsi que d'effectuer la coordination et l'intégration de haut niveau requises dans ce domaine. Une partie du mandat de ce comité consiste à assigner une priorité aux demandes de révision des documents d'application de la réglementation en place et de préparation de nouveaux. Au cours de la prochaine période de référence, la priorité sera accordée aux documents clés d'application de la réglementation et aux révisions clés des règlements ayant trait aux exigences relatives aux nouvelles centrales nucléaires.
15	Turquie	7.2.1	Tableau A 7.2(i) b, p. 149 (169)	En ce qui a trait aux exigences relatives à l'analyse de sûreté des centrales nucléaires, il existe trois différents projets de documents d'application de la réglementation (C-006, C-006 rév. 1 et S-310), lesquels sont accessibles à partir du site Web de la CCSN sous la rubrique « Projets de documents d'application de la réglementation ». Bien qu'ils traitent du même sujet, leur contenu varie grandement.	<p>a) La structure du cadre des documents d'application de la réglementation a changé au fil des années et les documents C6 sont maintenant du passé. Ils apparaissent toujours sur le site Web de la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) à titre d'information puisqu'ils font partie du fondement des permis originaux de certaines centrales et qu'ils ont servi de base de comparaison pour les remises à neuf. Le document d'application de la réglementation RD-310 <i>Analyse de la sûreté pour les centrales nucléaires</i> (auparavant S-310) a été publié en février 2008 dans le but de remplacer les plus vieux documents C-6. Il est plus neutre sur le plan technologique, tient davantage compte du risque et décrit des attentes de haut niveau.</p> <p>b) Le document RD-310 et le projet de document d'application de la réglementation RD-337 <i>Conception des nouvelles centrales nucléaires</i>, avec</p>

#	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
				<p>a) Pourquoi la CCSN n'a-t-elle pas choisi un seul document sur le sujet et décidé de permettre aux parties intéressées et au public de le commenter?</p> <p>b) Si une demande de permis est présentée demain, quel document la CCSN appliquera-t-elle?</p> <p>c) Quel sera le statut des documents R7, R8, R9 et surtout R10 (établissant des limites de dose et présentant le concept de défaillances doubles) lorsque S-310 et RD-337 deviendront des documents d'application de la réglementation?</p>	<p>d'autres documents d'application de la réglementation, seront utilisés par le personnel de la CCSN pour évaluer toute nouvelle demande de permis.</p> <p>c) Les documents C6, R7, R8, R9 et R10 seront remplacés par le document RD-310 et le projet de document d'application de la réglementation RD-337.</p>
16	Royaume-Uni	7.2.1	Page 25 (28)	Le rapport stipule qu'« un élément important de cette mise à jour comporte un usage plus grand des règlements pour établir les exigences réglementaires ». La CCSN pourrait-elle élaborer, à savoir si cela représente un abandon important de l'approche typiquement « non prescriptive » décrite à la page 11 (11), paragraphe 2 du rapport national?	Conformément à la directive du Cabinet du gouvernement du Canada ayant trait à la rationalisation de la réglementation qui est entrée en vigueur le 1 <sup>er</sup> avril 2007, la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) élaborera en autant que possible des règlements en fonction du rendement, incluant, lorsque jugés nécessaires, certains aspects normatifs afin d'atteindre les objectifs de la réglementation. Les efforts de la CCSN visant à éliminer progressivement les conditions de permis trop détaillées sont seulement la prochaine étape d'une évolution continue en matière de l'évolution de la réglementation. À un niveau plus bas, les documents d'application de la réglementation présenteront des lignes directrices décrivant les attentes en matière de réglementation.
17	Royaume-Uni	7.2.1	Page 24 (27)	Le rapport précise que, « en 2005, préalable à la consultation, une ébauche du document portant sur ces exigences de conception a été circulée à des fins d'essai et afin de recueillir des commentaires ». La CCSN pourrait-elle clarifier cette référence? S'agit-il d'une version moins récente du projet de document RD-337 <i>Conception des nouvelles centrales nucléaires</i> , daté du 18 octobre 2007,	Préalablement à la consultation, une ébauche du document portant sur les exigences de conception a été circulée à des fins d'essai en 2005 alors que le personnel de la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) complétait un examen de la conception du RCA-700. Ce document a servi à recueillir des commentaires en vue de rendre officielles les attentes dans le projet de document d'application de la réglementation RD-337 <i>Conception des nouvelles centrales nucléaires</i> qui a été disponible sur le site Web de la CCSN pendant la période de consultation publique.

#	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
				qui est maintenant publié sur le site Web de la CCSN?	
18	Pakistan	7.2.2	Article 7.2 ii(a), page 25 (28)	L'article 7 ne mentionne pas si les demandeurs de pays autres que le Canada peuvent présenter une demande de permis pour construire et exploiter une centrale nucléaire au Canada. Dans l'affirmative, existe-t-il des règlements distincts pour les demandeurs internationaux?	Sur le plan légal, il n'existe aucun empêchement à ce qu'un demandeur d'un pays autre que le Canada présente une demande de permis. Le premier permis requis est le permis de préparation de l'emplacement qui exige « la preuve que le demandeur est le propriétaire de l'emplacement ou qu'il est mandaté par celui-ci pour exercer l'activité visée » ( <i>Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I</i> , alinéa 3[c]). En autant que cette exigence est satisfaite, la demande de permis peut être soumise. Il n'existe pas de règlements séparés pour traiter de ces cas.
19	Pakistan	7.2.2	Article 7.2 (ii) c, page 27 (31)	La section 7.2 (ii) c stipule que la Commission peut délivrer un permis pour la préparation d'un emplacement dans « les deux cas suivants : ... le gouverneur en conseil autorise la poursuite du projet, même si la décision n'est pas favorable à l'issue de l'EE, parce que, conformément à l'article 37 de la LCEE, les effets sont justifiables dans les circonstances. » La clause ci-dessus fait référence à un autre document, et pour cette raison, il est difficile de savoir comment le permis peut être délivré malgré une décision non favorable à l'issue de l'évaluation environnementale. Veuillez fournir plus de détails relativement à l'article 37 de la LCEE.	<p>L'énoncé « décision non favorable » à la section 7.2 (ii) c ne traduit pas fidèlement la signification de l'article 37 de la <i>Loi canadienne sur l'évaluation environnementale</i> (LCEE).</p> <p>Plus précisément, lorsque le gouverneur en conseil conclut que le projet est susceptible d'entraîner des effets environnementaux négatifs importants, la Commission peut choisir une des deux options suivantes :</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>délivrer un permis pour préparer l'emplacement si, compte tenu de l'application des mesures d'atténuation qu'elle estime indiquées, ces effets environnementaux négatifs importants sont justifiables dans les circonstances, ou</li> <li>ne pas exercer aucun pouvoir ou remplir un devoir ou une fonction qui permettrait le projet d'être réalisé si, compte tenu de l'application des mesures d'atténuation qu'elle estime indiquées, la réalisation du projet est susceptible d'entraîner des effets environnementaux qui ne sont pas justifiables dans les circonstances.</li> </ol> <p>Lorsqu'il est probable que le projet entraînera des effets environnementaux négatifs importants, la Commission ne peut choisir une option sans l'approbation du gouverneur en conseil.</p> <p>Voir l'annexe 1 qui contient des extraits pertinents de la LCEE.</p>
20	Pakistan	7.2.2	Article 7.2 (ii) a, page 25 (28)	On ne mentionne pas la participation d'observateurs indépendants (par exemple, le COG, WANO, l'AIEA) lors des phases construction et mise en service de nouvelles centrales	Dans le cadre de la construction ou de la mise en service de nouvelles centrales nucléaires, on ne fait pas mention d'un rôle direct et formel pour aucune de ces organisations. Le Groupe des propriétaires de CANDU (COG) est un organisme à but non lucratif ayant comme mandat d'établir des programmes de coopération, d'aide mutuelle et de partage d'information afin que le soutien, le



#	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
				nucléaires. Veuillez expliquer.	développement, l'exploitation et l'entretien de la technologie CANDU soient efficaces et que cette dernière soit rentable. Ainsi, il apporte son appui aux exploitants des centrales nucléaires CANDU et tout rôle qu'il peut jouer dans la construction ou la mise en service est donc par l'intermédiaire des exploitants. L'Association mondiale des exploitants de centrales nucléaires (WANO) est une association regroupant « toutes les organisations dans le monde qui exploitent une centrale nucléaire...établie exclusivement pour aider ses membres à atteindre le plus haut niveau de sûreté de l'exploitation possible, leur donnant accès à une mine d'expérience d'exploitation provenant de la communauté nucléaire partout dans le monde ». Tout comme dans le cas du COG, WANO soutient les exploitants de centrales et tout rôle qu'elle peut jouer dans la construction ou la mise en service est donc par l'intermédiaire des exploitants. À des fins de construction de nouvelles centrales nucléaires, l'AIEA est principalement une source de normes internationales où puise la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) lorsqu'elle développe son cadre de réglementation. En ce qui a trait aux autres pays, une fois que le choix des conceptions pouvant être construites au Canada aura été arrêté, la CCSN va communiquer avec les organismes de réglementation des pays des fournisseurs afin de profiter de leur expérience.
21	Pakistan	7.2.2	Article 7.2-ii(a), page 25 (28)	Veuillez consulter la section 7.2-ii(a) dans laquelle il est stipulé que les règlements de la CCSN exigent des permis distincts pour chacune des cinq étapes du cycle de vie d'une centrale nucléaire. Selon l'article D.4 (page 9[10]), deux entreprises ont identifié des emplacements éventuels dans les limites actuelles de centrales nucléaires. Il est entendu que ces emplacements ont déjà été examinés pour les centrales qui existent présentement. Veuillez préciser les raisons pour lesquelles la CCSN examinerait de nouveau la pertinence des emplacements. Si la réévaluation de ces emplacements à la lumière de nouvelles normes produisait des	La Commission canadienne de sûreté nucléaire se réfère au document NS-R-3 pour élaborer ses attentes devant servir à l'évaluation des sites et qui influenceront alors le choix des sites pour les nouvelles centrales nucléaires. Les centrales nucléaires actuelles doivent continuer à répondre aux exigences en matière de sûreté contenues dans la <i>Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires</i> .  De plus, en vertu de la <i>Loi canadienne sur l'évaluation environnementale</i> (LCEE), toute nouvelle centrale nucléaire doit également faire l'objet d'une évaluation environnementale. Les résultats de cette évaluation peuvent comprendre des mesures d'atténuation afin de minimiser l'incidence sur l'environnement des centrales nucléaires; celles-ci pouvant inclure des mesures d'atténuation déjà prises par les centrales nucléaires déjà présentes sur le même site.  Pour consulter des extraits pertinents de la LCEE, voir l'annexe 1.

#	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
				résultats différents de ceux obtenus lors de l'évaluation initiale (par exemple, une valeur différente de la force du tremblement de terre pour lequel il faut pouvoir effectuer un arrêt de manière sûre), les centrales nucléaires existantes de Bruce Power et de Darlington seraient-elles modifiées?	
22	Turquie	7.2.2	7.2 (ii) e, p. 30 (33)	À la page 30 (33) du dernier rapport national (2008), il y est mentionné qu'« au cours de la période de référence, les permis d'exploitation des centrales Bruce-A, Bruce-B, Pickering-A et Point Lepreau ont été renouvelés pour une période de cinq ans. Celui de la centrale Gentilly-2 a été renouvelé pour une période de quatre ans ». Le Canada pourrait-il expliquer pourquoi la période de renouvellement du permis de Gentilly-2 diffère de celle des autres centrales (Bruce-A, Bruce-B, Pickering-A et Point Lepreau)?	C'est le titulaire de permis (Hydro-Québec) qui a pris la décision de demander un renouvellement de son permis pour une période de 4 ans afin que le prochain renouvellement de permis en 2010 coïncide avec la présentation d'informations sur un arrêt possible à des fins de remise à neuf, possiblement en 2011 et 2012. La décision d'aller ou de ne pas aller de l'avant avec la remise à neuf sera prise en 2008.
23	Chine	7.2.3	Page23 (26) CH <sub>2</sub> W 7.2	Quel genre de réévaluation les centrales nucléaires en exploitation ont-elles effectué suite à la publication d'une nouvelle norme ou de toute révision d'une norme de la CSA?	Lorsque l'Association canadienne de normalisation (CSA) initie un projet pour réviser une norme ou en élaborer une nouvelle, elle met sur pied un groupe de travail composé d'experts en la matière chargés de préparer l'ébauche de la révision ou de la nouvelle norme proposée. Lorsque la norme a trait aux centrales nucléaires, des représentants de celles-ci sont invités à se joindre au groupe de travail. De cette façon, les centrales nucléaires sont informées, dès les premières étapes du processus, de la nature et du contenu des nouvelles normes et des révisions proposées par la CSA. Dans la plupart des cas, les représentants des centrales nucléaires ont une bonne connaissance des domaines correspondants aux centrales nucléaires, leur permettant ainsi de comprendre à l'avance les répercussions des modifications proposées aux normes sur les programmes des centrales nucléaires et sur les pratiques qui y sont en vigueur.

#	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
					<p>Une fois qu'une norme ou qu'une révision d'une norme est prête à être publiée, la nature de l'examen détaillé qu'une centrale nucléaire effectue dépend du but et du degré d'applicabilité de la norme ou de la révision.</p> <p>Si la norme porte principalement sur la conception d'une centrale nucléaire, une évaluation serait alors prévue dans le cadre d'un examen intégré de la sûreté de la centrale en exploitation en se référant à la nouvelle norme ou la norme révisée. Une évaluation serait effectuée de la pertinence de toute modification possible et de ses effets sur la capacité de la centrale à se conformer aux nouvelles exigences ou aux exigences révisées.</p> <p>Si la norme a trait à la gestion de programmes à une centrale en exploitation et que, conformément à une condition spécifique du permis d'exploitation, celle-ci doit se conformer à une norme déjà en place, une évaluation détaillée serait alors entreprise afin de déterminer l'incidence de chaque modification apportée par la révision. Un plan de transition serait élaboré pour déterminer les modifications requises aux programmes actuels afin de répondre aux nouvelles exigences. Une démarche serait alors entreprise auprès de l'organisme de réglementation afin d'en venir à une entente sur la transition pour se conformer aux exigences de la nouvelle norme. De telles modifications aux normes et les plans de transition connexes nécessiteraient une modification du permis d'exploitation de la centrale.</p> <p>Si la norme est nouvelle et que l'organisme de réglementation manifeste son intention de la rendre obligatoire, une évaluation détaillée serait alors entreprise et un plan de transition élaboré afin de réviser les pratiques actuelles de façon à répondre à chaque exigence de la nouvelle norme. Un groupe de travail du secteur nucléaire est normalement mis sur pied sous les auspices du Groupe des propriétaires de CANDU afin de voir à la mise en œuvre de la nouvelle norme et une date de mise en œuvre est fixée suite à des pourparlers avec l'organisme de réglementation. Dans un petit nombre de cas, lorsque la norme avait été élaborée par la CSA et qu'il n'était pas prévu de la rendre obligatoire, il a fallu réviser le texte de la norme pour le rendre plus précis avant sa mise en œuvre.</p>
24	Japon	7.2.3	Chap.III B.2 5. p. 14 (14)	Quel était le but du <i>Rapport annuel 2006 du personnel de la CCSN sur le rendement en matière de sûreté des centrales nucléaires au Canada</i> ?	Le <i>Rapport annuel 2006 du personnel de la CCSN sur le rendement en matière de sûreté des centrales nucléaires au Canada</i> (le rapport sur les centrales nucléaires) fait état de l'évaluation de la sûreté de l'exploitation des centrales nucléaires effectuée par le personnel de la Commission canadienne de sûreté

#	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
				<p>La CCSN s'en sert-elle à titre de référence pour assigner une cote aux titulaires de permis lors d'inspections réglementaires?</p> <p>Ou est-il utilisé à titre de conseil ou de recommandation à l'intention des titulaires de permis?</p> <p>Ou sert-il à expliquer au public le rendement du secteur nucléaire en matière de sûreté?</p>	<p>(CCSN) à l'intention du public, des membres du secteur nucléaire et d'autres parties intéressées comme des groupes d'intérêt de la collectivité, des organismes non gouvernementaux, etc. L'évaluation est effectuée en attribuant aux différents domaines de sûreté et programmes une cote qui traduit les attentes du personnel de la CCSN par rapport à des objectifs de rendement (pour plus de détails, voir l'annexe 4). Bien que le rapport sur les centrales nucléaires reflète les résultats en matière de conformité découlant de diverses évaluations effectuées au cours d'une année donnée, il n'est nullement l'intention que celui-ci remplace le processus d'évaluation des permis.</p>
25	Pakistan	7.2.3	Article 7.2 (iii) c, page 33 (38)	<p>Les indicateurs de rendement en matière de sûreté utilisés par la CCSN sont mentionnés. Les centrales nucléaires ont-elles un système interne faisant usage de tels indicateurs pour gérer la sûreté? Dans l'affirmative, pouvez-vous décrire le système?</p>	<p>Les systèmes d'indicateurs de rendement en matière de sûreté utilisés à l'interne par les centrales nucléaires sont fondés sur des mesures conçues par les gestionnaires afin de déterminer leur capacité d'atteindre les objectifs et cibles en matière de sûreté de leur division. Chacune des divisions a formulé son propre énoncé d'intention qui décrit comment elle contribue aux objectifs et aux priorités de la centrale.</p> <p>Pour un exemple d'indicateurs de rendement en matière de sûreté à une centrale nucléaire, veuillez voir l'annexe 5.</p>
26	Royaume-Uni	7.2.3	page 32 (37)	<p>Le rapport mentionne que : « Les inspections faisant partie de l'ensemble de référence sont étalées sur une période de cinq ans. » Ce cycle semble très long, étant donné la politique de production d'un « rapport annuel sur le rendement en matière de sûreté de toutes les centrales nucléaires au Canada. » (page 34 [39]). La CCSN a-t-elle tenu compte des avantages d'un cycle plus court – deux ou trois ans – dans le cadre du Plan des activités de réglementation (voir page 40 [45])? Pourquoi le calendrier d'inspection s'étend-il sur cinq ans?</p>	<p>Le plan de référence des inspections de conformité en fonction du rendement comprend 140 types d'inspections, allant des examens de documents, aux inspections en chantier, aux évaluations de programmes et aux inspections des événements anormaux. La fréquence à laquelle ces inspections sont effectuées varie. Approximativement 45% des inspections sont effectuées sur une base annuelle ou trimestrielle; le nombre et le contenu des inspections annuelles étant suffisants pour attribuer une cote de rendement à chacun des programmes et domaines de sûreté. Cette fréquence est parfois influencée par le rythme auquel les titulaires de permis produisent des documents devant être vérifiés. Un exemple est l'examen du rapport de l'analyse de sûreté finale qui est mis à jour sur un cycle de trois ans. Seulement 26 inspections (ou 19% du total) sont effectuées aux cinq ans. Ces inspections ont trait spécifiquement à des examens de programmes, étant donné que le contenu de ceux-ci ne change pas de façon importante au cours des cinq ans que dure un permis.</p>

#	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
<b>ARTICLE 8: L'ORGANISME DE RÉGLEMENTATION</b>					
27	Finlande	8.1		Quels types de programmes systématiques de formation et de perfectionnement offrez-vous aux nouveaux employés de l'organisme de réglementation? Comment vous assurez-vous qu'ils sont en mesure d'accomplir les tâches de réglementation qui leur sont confiées?	Tous les membres du personnel de la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) ont un plan d'apprentissage individualisé qui découle du plan d'apprentissage normalisé de leur direction. Les plans d'apprentissage normalisés décrivent les connaissances, habiletés et attitudes dont, selon le jugement du directeur de chacune des directions de la CCSN, le personnel d'une direction a besoin pour effectuer son travail. Les directeurs, en consultation avec les employés, déterminent les différents moyens pouvant permettre aux employés d'acquérir les connaissances, habiletés et attitudes; par exemple, en suivant des cours ou en complétant de la formation sur le tas, de la formation sur simulateur, de l'étude personnelle, une période de jumelage avec un employé chevronné, etc. La responsabilité de déterminer si un employé a acquis les compétences nécessaires incombe à son directeur.
28	Finlande	8.1		Disposez-vous actuellement parmi le personnel de l'organisme de réglementation, ou celui d'un organisme de soutien technique travaillant pour l'organisme de réglementation, d'un nombre suffisant d'experts techniques (par exemple, dans le domaine de la physique des réacteurs, de la thermo-hydraulique et du génie des matériaux) pouvant effectuer une évaluation en profondeur de la sûreté d'une centrale nucléaire, ce qui serait nécessaire pour l'évaluation d'événements d'exploitation, de mises à niveau comportant une forte hausse de la puissance, d'un prolongement de la durée de vie utile ou d'une nouvelle construction? Ces experts disposent-ils des outils et des habiletés nécessaires pour effectuer des analyses indépendantes de sûreté, y compris une analyse déterministe et une étude	L'organigramme de la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) comprend la Direction générale du soutien technique qui regroupe quatre directions : de l'évaluation et de l'analyse; de la gestion de sûreté et des normes réglementaires; de la protection de l'environnement, de la radioprotection et de l'évaluation; et de la sécurité et des garanties. Ces quatre directions emploient environ 250 spécialistes professionnels couvrant tous les domaines nécessaires pour effectuer des évaluations en profondeur de la sûreté nucléaire : physique des réacteurs et le combustible, analyse de sûreté, ingénierie, gestion de la qualité, facteurs humains, formation du personnel, radioprotection et protection de l'environnement, sécurité et protection physique, etc. Chaque direction est responsable d'identifier les règlements et documents d'application de la réglementation devant être élaborés, de compléter les évaluations spécialisées requises en appui à la délivrance d'un permis, d'effectuer des inspections de conformité et une surveillance dans les domaines dont elle possède l'expertise. Afin de mieux orienter les efforts de son personnel, la CCSN a formulé dernièrement un énoncé de position en fonction du risque concernant les questions de sûreté en suspens, portant une attention particulière à celles relatives à la conception et les analyses de sûreté dont on tient compte dans le cadre de l'exploitation d'une centrale, lors de projets de prolongement de la durée de vie utile et lors de la construction de nouvelles centrales. Un produit de cette initiative a servi à la planification d'un cycle d'activités ayant pour but d'assurer l'efficacité et l'efficience des programmes de l'organisme de réglementation en portant, de façon stratégique, une attention particulière aux aspects les plus

#	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
				<p>probabiliste des risques? Quel est le nombre de ces experts dans les divers domaines techniques au sein de l'organisme de réglementation et de l'organisme de soutien technique? À combien prévoit-on que les effectifs d'experts se chiffreront d'ici quelques années?</p>	<p>importants. Des outils comme des processus, des procédures, des instructions relatives au travail et des plans d'évaluation sont en voie de préparation dans le cadre d'une initiative intégrée d'amélioration de la CCSN. Les spécialistes utilisent parfois des programmes informatiques servant à l'évaluation de la sûreté afin d'acquérir une meilleure compréhension des capacités et limites de chaque programme et des résultats obtenus par les titulaires de permis qui s'en servent. De plus, la CCSN continue de se référer à des activités de comparaison effectuées sur la scène internationale afin d'apprendre d'autres organismes de réglementation par l'entremise d'initiatives comme le programme multinational d'évaluation de la conception. La CCSN maintient également en place un programme de recherche et de soutien ayant pour but « d'acquérir les connaissances et l'information nécessaires à l'appui du personnel de la CCSN dans sa mission de réglementation ». Ce programme permet au personnel de la CCSN d'obtenir au besoin les services d'experts externes et d'installations expérimentales afin de supporter les décisions de l'organisme de réglementation et d'évaluer les questions de sûreté émergentes, etc. Cependant, au Canada, la responsabilité de maintenir en place des installations et des programmes de recherche et de développement d'envergure incombe au secteur nucléaire, le personnel de la CCSN y a néanmoins accès. Les programmes de recherche et de développement du secteur nucléaire sont coordonnés et gérés par le Groupe des propriétaires de CANDU. Les montants présentement alloués totalisent approximativement 38 M \$ par année. Il est prévu qu'il sera difficile au cours des années à venir d'assurer la disponibilité des ressources humaines nécessaires dans certaines spécialités. Des efforts sont présentement en cours au Canada afin de relancer les programmes d'enseignement et de formation pertinents. La CCSN utilise différentes stratégies afin de retenir et d'attirer le personnel hautement qualifié. Ces stratégies comprennent le recrutement aux universités, des stages de travail pour les étudiants, des conditions de travail flexibles et des salaires compétitifs pour le personnel technique d'expérience. La CCSN est consciente que l'augmentation des besoins prévue doit stratégiquement correspondre aux besoins du secteur nucléaire de sorte que l'organisme de réglementation puisse intervenir de manière appropriée et en temps opportun.</p>
29	France	8.1	P. 41(45), § 8.1 d	<p>Le rapport stipule qu'un groupe de travail formé en 2005 a décrit de façon sommaire un processus de prise de décisions relativement à la gestion du risque, lequel a été adopté en mai 2006</p>	<p>Oui, des conclusions ont été tirées qui mèneraient à l'incorporation officielle de ce processus au programme de réglementation des centrales nucléaires. La valeur de ce processus a clairement été démontrée lorsqu'il a été utilisé de façon satisfaisante dans plusieurs circonstances nécessitant une prise de position de la part de l'organisme de réglementation; par exemple, l'attribution aux questions</p>

#	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
				pour une période d'essai de 12 mois. Des conclusions pouvant mener à l'adoption permanente d'un tel processus ont-elles été tirées jusqu'à maintenant?	de sûreté d'un ordre d'importance en fonction du risque et leur classement par catégorie.  Pour plus de renseignements sur l'élaboration et la mise en œuvre d'un processus de prise de décisions en fonction du risque, veuillez consulter l'annexe 2.
30	Allemagne	8.1	Section 8.1. (d), page 42 (46)	À titre d'organisme de réglementation, la CCSN appuie l'adoption de son système de gestion applicable à l'ensemble de l'organisation et l'a décrit dans le <i>Rapport national du Canada pour la Convention sur la sûreté nucléaire</i> . On a jugé que ce programme constitue une bonne pratique.	Le Canada apprécie ces commentaires positifs et qu'on reconnaisse que l'engagement que manifeste la Commission canadienne de sûreté nucléaire envers son système global de gestion constitue une bonne pratique.
31	Allemagne	8.1	Section 8.1. (d), page 41 (45)	Le rapport mentionne que « les améliorations continues apportées au régime de réglementation de la CCSN visent à établir un programme d'application de la réglementation des centrales nucléaires qui tient compte du risque et qui est cohérent, systématique, etc. ». Cet énoncé est jugé très utile en égard à l'évolution des régimes de réglementation. Pourriez-vous décrire plus en détail les étapes suivies et celles encore à effectuer afin de compléter la mise en œuvre du nouveau régime de réglementation? Quel est l'échéancier?	Des améliorations spécifiques du cadre de réglementation de la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) concernant la réglementation des centrales nucléaires ont été mentionnées dans le troisième rapport national du Canada (section 3.7.2). Certaines de ces améliorations ont été apportées (par exemple, l'approbation d'une durée de permis plus longue de cinq ans, la mise en œuvre d'un programme d'inspection en fonction du rendement, l'élaboration d'exigences réglementaires en fonction du risque, la présentation plus fréquente de rapports lors d'audiences publiques de la CCSN par l'entremise de moyens comme les rapports de faits saillants, etc. et la mise sur pied du nouveau Comité des politiques de réglementation ayant comme responsabilités de définir l'orientation stratégique du cadre de réglementation de la CCSN ainsi que d'effectuer la coordination et l'intégration de haut niveau requises dans ce domaine.) D'autres améliorations ont atteint différents niveaux d'avancement. Par exemple, le manuel du système de gestion (MSG) de la CCSN a été mis à jour et publié en 2007; le processus de prise de décisions en fonction du risque (PDFR) a été élaboré, a fait l'objet d'essais sur le terrain et il est prévu qu'il sera incorporé au MSG de la CCSN; et des pourparlers progressent sur l'intégration des bilans périodiques de sûreté au cadre de réglementation de la CCSN.  Des améliorations sont apportées au régime réglementaire de façon continue. Des horaires ont été établis pour la mise en œuvre de certains éléments, mais aucun n'a été établi pour compléter l'ensemble des améliorations au régime réglementaire.

#	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
					Pour obtenir des renseignements additionnels et plus détaillés sur le mandat du groupe chargé de l'élaboration du processus de PDFR, veuillez consulter l'annexe 2.
32	Pays-Bas	8.1	P.44 (49)	Stratégie des communications: Combien d'employés de la CCSN participent à la mise en œuvre du plan relatif à la stratégie des communications? Comment ce nombre a-t-il évolué au cours des dernières années? Quels groupes d'employés participent?	<p>Au début de 2007, afin de relever les défis changeants au mandat de réglementation auxquels il faut faire face, la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) a effectué une réorganisation pour renforcer les fonctions de la CCSN en matière de politiques de réglementation, de planification stratégique et de communications</p> <p>La nouvelle organisation comprend les trois directions suivantes :</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. Politique de réglementation</li> <li>2. Planification stratégique</li> <li>3. Communications stratégiques</li> </ol> <p>La direction des communications stratégiques de la CCSN comprend deux divisions – la division des affaires publiques et des relations avec les médias et la division des services des communications internes. La direction compte 22 membres dont deux directeurs et un directeur général.</p> <p>Le personnel de la division des affaires publiques et des relations avec les médias est responsable de fournir des conseils en matière de communications stratégiques, de développer les stratégies des communications et de maintenir des relations avec les médias et d'en faire le suivi; de l'élaboration d'une stratégie quant à l'utilisation du Web; des communications concernant les mesures d'urgence et la sécurité; des politiques et procédures en matière de communications; du soutien aux relations externes; et de la recherche sur l'opinion publique. Le nombre de personnes dans cette direction se chiffre à neuf dont cinq sont dédiées à la planification en matière de communications stratégiques. Ceci représente une augmentation d'un poste assigné à cette fonction au cours des deux dernières années. La croissance prévue du secteur nucléaire et de la CCSN va nécessiter un renforcement du soutien en matière de communications afin d'appuyer les activités de délivrance de permis et de conformité relatives à de nouvelles centrales et à d'autres qui seront remises à neuf; à de nouvelles installations de traitement de combustible d'uranium; à la gestion des déchets; à de nouvelles mines et usines de concentration d'uranium au Canada; à la simplification du cadre de réglementation; et autres activités.</p>



#	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
33	Pays-Bas	8.1	P. 43 (48)	Programme des stagiaires: Quels sont les principaux éléments du programme des stagiaires? Combien de temps le programme dure-t-il? Est-ce que les participants suivent ce programme à temps plein?	Le programme des stagiaires a pris fin en 2005. Lorsqu'il était offert, il avait une durée de 18 mois. Il comprenait une combinaison de formation en salle de cours et sur le tas. La formation sur le tas consistait en stages de trois mois, trois stages par stagiaire au sein de différentes directions de la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) plus un stage de trois mois au bureau de la CCSN situé au site de Bruce. Le reste du temps était consacré à la formation en salle de cours. Les stagiaires suivaient ce programme à temps plein.
2B	Argentine	8.1	P. 43 (48)	Est-ce que le Canada pourrait donner plus de détails sur les résultats de leurs efforts de recrutement à l'étranger?	La Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) a mené une campagne de recrutement en Europe au cours de l'automne 2006, visant particulièrement des pays comme la Suède, le Royaume-Uni, la France et l'Allemagne. Nos postes vacants ont été affichés sur des sites Web de ces pays dédiés aux opportunités de carrières ainsi que dans certaines revues spécialisées. À l'hiver 2007, la CCSN a également participé à deux foires de carrières en sciences et ingénierie aux États-Unis, une à Boston et l'autre à San Diego. Malheureusement, ces campagnes n'ont pas porté fruit. Il est possible que la CCSN mène une autre campagne à l'étranger, mais il faut d'abord compléter une analyse détaillée des campagnes précédentes avant d'en entreprendre une autre.
34	Pays-Bas	8.1	8.1 e, p.43 (48)	La CCSN recrute également à l'étranger afin de s'assurer d'avoir un personnel qualifié. Quels résultats ce programme de recrutement donne-t-il en gardant à l'esprit que nous observons présentement une certaine « renaissance nucléaire » et que les gens ayant fait des études supérieures peuvent probablement obtenir un salaire plus élevé au sein du secteur nucléaire qu'à la fonction publique?	La Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) a mené une campagne de recrutement en Europe au cours de l'automne 2006, visant particulièrement des pays comme la Suède, le Royaume-Uni, la France et l'Allemagne. Nos postes vacants ont été affichés sur des sites Web de ces pays offrant des opportunités de carrières ainsi que dans certaines revues spécialisées. À l'hiver 2007, la CCSN a également participé à deux foires de carrières en sciences et ingénierie aux États-Unis, une à Boston et l'autre à San Diego. Malheureusement, ces campagnes n'ont pas porté fruit. Il est possible que la CCSN mène une autre campagne à l'étranger, mais il faut d'abord compléter une analyse détaillée des campagnes précédentes avant d'en entreprendre une autre.
35	Pays-Bas	8.1	8.1 d, page 41 (45)	Améliorer une approche axée sur le rendement et en fonction du risque. Dans quelle mesure le processus canadien de prise de décisions en fonction du risque s'inspire-t-il de l'approche américaine? Le Canada a-t-il, tout comme les États-Unis le font dans leur Regulatory Guide 1.174, également formulé des objectifs de	Le processus de prise de décisions en fonction du risque élaboré par la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) est fondé sur la norme de l'Association canadienne de normalisation CSA-Q850-97 <i>Gestion du risque : lignes directrices à l'intention des preneurs de décisions</i> . Le processus s'inspire également de renseignements contenus dans des documents internationaux comme le TECDOC 1436 de l'AIEA <i>Réglementation des installations nucléaires en fonction du risque : Survol de la situation actuelle</i> et le document ISBN 92-64-01051-3 de l'OCDE/AEN <i>Prise de décisions en matière de réglementation nucléaire</i> . De plus, des experts internationaux dans ce domaine ont été consultés

#	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
				sûreté, des conditions lorsqu'il est permis de modifier les règles déterministes, entraînant de légères hausses des risques, etc.?	<p>de même que des organisations canadiennes faisant usage d'approches similaires.</p> <p>La CCSN a défini des objectifs de sûreté qui sont décrits dans des documents d'application de la réglementation. Le processus de prise de décisions en fonction du risque (PDFR) de la CCSN est normalement utilisé pour évaluer l'accroissement marginal du risque dû au problème en question, comme cela a été fait récemment pour toutes les questions de sûreté en suspens concernant les CANDU. Cependant, des considérations relatives au risque ne suffisent à justifier des exemptions aux exigences réglementaires.</p> <p>Pour plus de renseignements sur l'élaboration et la mise en œuvre d'un PDFR, veuillez consulter l'annexe 2.</p>
36	Royaume-Uni	8.1	Page 43 (48)	Le rapport stipule que, « au début de 2005, la CCSN a analysé ses besoins en effectifs pour les dix prochaines années ». La CCSN pourrait-elle indiquer le nombre de personnes qu'elle compte recruter au cours de chacune des dix prochaines années? Dans quelle mesure la CCSN croit-elle qu'elle pourra recruter les effectifs qualifiés nécessaires compte tenu des difficultés auxquelles le secteur nucléaire fait face dans ce domaine, lesquelles sont clairement décrites à l'article 11 de la section 11.2 b de la page 55 (61) du rapport?	Présentement, la CCSN vise à accroître son effectif à environ 1000 d'ici 2010. Au début de 2007, la CCSN comptait 609 employés et l'objectif fixé pour la fin mars 2008 est de 750. Tenant compte de facteurs comme le vieillissement de la main-d'œuvre et le risque d'attrition qui diminueraient le nombre total d'employés retenus, il faudra beaucoup d'efforts pour atteindre ce niveau. La CCSN continue d'envisager différentes stratégies de recrutement afin d'atteindre cet objectif.
37	Pays-Bas	8.2	Chapitre II, C.3	La création de la Tribune des cadres de direction du secteur de l'énergie nucléaire au Canada est une initiative qui devrait être considérée comme une bonne pratique. Quelles mesures ont été prises pour éviter que la CCSN soit perçue de connivence avec le secteur	Le Canada apprécie que la création de la Tribune des cadres de direction du secteur de l'énergie nucléaire soit reconnue comme une bonne pratique. Il est essentiel de souligner que cette tribune n'est pas un organisme décisionnel, mais qu'elle sert plutôt au partage de l'information. Elle permet de combler en grande partie à un élément essentiel du processus de décision en fonction des risques, à savoir, la communication avec les parties intéressées. Les réunions permettant le partage d'information avec les titulaires de permis contribuent au succès d'un

#	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
				nucléaire et, par conséquent, pas pleinement indépendante?	régime réglementaire et elles ne sont pas perçues comme une activité pouvant compromettre la pleine indépendance en matière de réglementation.
38	Royaume-Uni	8.2	Page 38 (42)	Le rapport stipule que les titulaires de permis de la CCSN incluent d'autres ministères des gouvernements provinciaux et du gouvernement fédéral, notamment Ressources naturelles Canada. Des problèmes sont-ils survenus lorsque ce qui constitue essentiellement une partie de l'appareil du gouvernement fédéral est régi par une autre partie du gouvernement fédéral?	En ce qui a trait aux installations nucléaires assujetties à la <i>Convention sur la sûreté nucléaire</i> , aucun problème majeur n'est survenu ou existe présentement parce que d'autres ministères des gouvernements provinciaux ou du gouvernement fédéral détiennent des permis délivrés par la CCSN. Dans le cadre d'un régime réglementaire antérieur régi par la <i>Loi sur le contrôle de l'énergie atomique</i> (LCEA), certains sites étaient exemptés de l'obligation d'obtenir un permis parce qu'ils étaient sous les soins et le contrôle d'organismes des gouvernements provinciaux ou du gouvernement fédéral et que la LCEA ne liait pas l'État fédéral et les provinces. Avec l'entrée en vigueur de la <i>Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires</i> en 2000, qui elle lie l'État fédéral et les provinces, de tels sites ont dû obtenir un permis. La question de permis soulevée dernièrement de façon imprévue au sujet de l'arrêt du réacteur national de recherche universel (qui n'est pas un réacteur de puissance) aux laboratoires de recherche d'Énergie atomique du Canada à Chalk River a fait et continuera de faire l'objet de discussions dans d'autres forums.
<b>ARTICLE 9 : RESPONSABILITÉS DES TITULAIRES DE PERMIS – Aucune</b>					
<b>ARTICLE 10 : PRIORITÉ À LA SÛRETÉ - CULTURE DE SÛRETÉ</b>					
1A	Pakistan	10	Section 10 b, page 49 (56)	Veillez identifier les documents servant de fondement pour la préparation d'auto-évaluations de la culture de sûreté aux centrales nucléaires.	Les documents servant présentement de fondement pour les auto-évaluations de la culture de sûreté aux centrales nucléaires sont les suivants : <ul style="list-style-type: none"> <li>- INSAG-4, <i>Culture de sûreté</i>, AIEA, Vienne, 1991,</li> <li>- INSAG-13, <i>La gestion de la sûreté de l'exploitation aux centrales nucléaires</i>, AIEA, Vienne 1999,</li> <li>- TECDOC 1329, <i>La culture de sûreté dans les installations nucléaires : Lignes directrices pour l'amélioration de la culture de sûreté</i>, AIEA, Vienne décembre 2002,</li> <li>- TECDOC 1321, <i>Auto-évaluation de la culture de sûreté aux installations nucléaires : Points importants et bonnes pratiques</i>, AIEA, 2002,</li> <li>- INSAG-15, <i>Aspects pratiques clés pour le renforcement de la culture de sûreté</i>, AIEA, Vienne 2002,</li> <li>- WANO GL 2006-02. <i>Principes d'une forte culture de sûreté nucléaire</i>, janvier 2006,</li> <li>- Le document du Groupe des propriétaires de CANDU, <i>Guide pratique en matière de culture de sûreté pour les CANDU</i>, avril 2006, et</li> </ul>

#	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
					- Le projet de document de la CCSN intitulé <i>Auto-évaluation de la culture de sûreté, guide d'application de la réglementation</i> , CNSC 2004
39	Allemagne	10	Section 10 b, pages 49-50 (56-57)	<p>Suite à l'expérience du Canada à la fin des années 1990 qui a révélé que la culture de sûreté des titulaires de permis comportait de nombreuses lacunes, la politique canadienne en matière de réglementation et de vérification des programmes des titulaires de permis portant sur la gestion de la qualité et de la sûreté est digne de mention :</p> <p>Dans quelle mesure le document <i>Auto-évaluation de la culture de sûreté, guide d'application de la réglementation</i> est-il d'application obligatoire?</p>	<p>Le Canada apprécie la note à l'effet que l'approche suivie au Canada en matière de réglementation et de vérification des programmes des titulaires de permis portant sur la gestion de la qualité et de la sûreté soit digne de mention.</p> <p>Le document <i>Auto-évaluation de la culture de sûreté, guide d'application de la réglementation</i> a été préparé il y a quelques années afin de clarifier les attentes de la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) à l'égard des titulaires de permis actuels. Depuis, et tenant compte de la possibilité de nouvelles centrales (et de nouveaux titulaires de permis), il est nécessaire d'énoncer à l'avance les attentes envers ces nouvelles organisations, avant même qu'elles obtiennent un permis. La CCSN travaille présentement à élaborer un document d'application de la réglementation qui est un équivalent canadien du document de l'AIEA GS-R-3. Ce document d'application de la réglementation constituera une partie du cadre de réglementation de la CCSN contribuant à la mise en œuvre d'un système intégré de gestion, qui inclura la culture de sûreté.</p> <p>Selon le cadre de réglementation de la CCSN, pour qu'il soit obligatoire de se conformer à un document, il faut qu'on en fasse mention dans les règlements ou dans un permis.</p>
40	Pays-Bas	10	P. 50 (57)	<p>Indicateurs de culture de sûreté: Les titulaires de permis collaborent à l'élaboration d'indicateurs généraux. Quels sont les principaux indicateurs utilisés présentement au Canada?</p>	<p>Jusqu'à récemment, les efforts en matière de culture de sûreté aux centrales nucléaires étaient orientés principalement à comprendre ce dont il s'agit et comment elle peut être évaluée. La prochaine étape, l'élaboration de méthodes pour effectuer la gestion de la culture de sûreté et y apporter des modifications, nécessite l'élaboration d'indicateurs de rendement pouvant servir à la gestion des améliorations de la culture de sûreté, de l'état actuel vers de nouveaux objectifs réalistes, mais présentant quand même un certain défi. La gestion de la culture de sûreté comporte l'harmonisation des perceptions, des croyances et des comportements, de la prise de décisions et du « sentiment de vulnérabilité » aux niveaux individuel et organisationnel de sorte à atteindre des objectifs réalistes et voulus en matière de culture de sûreté. La direction peut assigner de façon claire une priorité à la sûreté et s'assurer que les signes extérieurs, les indicateurs et les récompenses soient alignés de façon à faire la promotion des objectifs visés en matière de culture de sûreté. Cependant, un élément clé est de déterminer si les méthodes choisies et prévues pour promouvoir des améliorations dans ce domaine sont efficaces dans l'ensemble de l'organisation et au niveau individuel.</p>

#	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
					<p>Certains des indicateurs de rendement servant à évaluer les améliorations en matière de culture de sûreté comprennent :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- le pourcentage des sessions sur la gestion des relations consacré à celles entre les gestionnaires/superviseurs et ceux relevant d'eux,</li> <li>- le pourcentage des visites en chantier prévues (et des rapports d'observation) qui ont réellement été effectuées à tous les niveaux de gestion,</li> <li>- le pourcentage des indicateurs de rendement des divisions et de la centrale qui sont à jour et affichés promptement,</li> <li>- le taux de rotation du personnel, et</li> <li>- le pourcentage de temps pris en congé de maladie.</li> </ul> <p>La Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) a élaboré un ensemble d'indicateurs couvrant plusieurs aspects du rendement et sur lesquels les titulaires de permis doivent faire rapport régulièrement. Au cours des dernières années, la CCSN a accru l'intérêt qu'elle porte aux événements que les titulaires de permis rapportent conformément à la norme S-99. Ces événements sont analysés à l'aide des comportements organisationnels de la CCSN en matière de culture de sûreté. Ceci permet à la CCSN d'observer des tendances émergentes en matière de culture de sûreté chez les titulaires de permis. Certains exemples de ces indicateurs de rendement sont :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- la présence de documents décrivant l'importance et le rôle de la sûreté dans le fonctionnement de l'entreprise,</li> <li>- la tenue des lieux, l'état du matériel et les conditions de travail sont bonnes,</li> <li>- de façon évidente, des auto-évaluations sont effectuées,</li> <li>- un processus de résolution des conflits est en place et il est suivi de façon efficace, et</li> <li>- une attitude propice à la remise en question peut être observée à tous les niveaux de l'organisation.</li> </ul>
41	Pays-Bas	10	PP. 49-52 (56-59)	Selon la description dans ce chapitre concernant les activités servant à évaluer la culture de sûreté, il peut être conclu qu'on s'en remet en grande partie à l'auto-évaluation de la culture de sûreté. « L'aveuglement organisationnel » est-il considéré	<p>Le plus grand avantage des évaluations de la culture de sûreté provient des occasions d'apprentissage qu'elles procurent. Porter une attention particulière aux auto-évaluations permet de diriger cet apprentissage à ceux dont elles relèvent: dans le camp des titulaires de permis.</p> <p>Les auto-évaluations comportent des risques et « l'aveuglement organisationnel » constitue une préoccupation. Il est reconnu qu'il existe une possibilité que, dû à</p>

#	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
				<p>comme un problème dans le cadre des auto-évaluations? Y a-t-il des plans pour inclure des évaluations par des tiers, par exemple, les équipes d'évaluation internationales?</p>	<p>la complaisance ou une trop grande familiarité avec les façons de conduire les affaires à l'interne, les titulaires de permis vont omettre des sujets ou circonstances clés. Le secteur nucléaire a adopté deux approches afin d'essayer d'éliminer la possibilité « d'aveuglement organisationnel » :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- l'élaboration de lignes directrices communes pour les évaluations de la culture de sûreté et le partage d'information entre les entreprises du secteur de l'énergie nucléaire au Canada par l'entremise du groupe de travail en matière de rendement humain mis sur pied par le Groupe des propriétaires de CANDU, et</li> <li>- l'addition de la culture de sûreté aux évaluations régulières effectuées par des tierces parties dont l'Association mondiale des exploitants de centrale nucléaire (voir l'article 14 (ii), pages 76 et 77 (86 et 87) du quatrième rapport national du Canada)</li> </ul> <p>En parallèle, la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) évalue la méthode suivie pour effectuer les auto-évaluations et donne des commentaires sur la méthode proposée. La CCSN est préoccupée par les questions de fiabilité et de validité ainsi que le besoin de réduire les possibilités de partialité. Une méthode bien structurée et mise en œuvre de façon adéquate procure au titulaire de permis l'occasion de recueillir de l'information valable pouvant servir de fondement pour des initiatives d'amélioration futures.</p> <p>Pour l'élaboration d'une stratégie d'évaluation de la culture de sûreté présentement en cours, la CCSN tient compte des évaluations par de tierces parties, celles-ci pouvant comporter des avantages ou des désavantages. La méthode d'évaluation serait examinée par la CCSN.</p> <p>En bref, la stratégie devrait être suffisamment flexible pour permettre de tenir compte des différentes méthodes d'évaluation de la culture de sûreté, et de la fréquence des évaluations, par exemple, si elles ont lieu en réponse à une baisse du rendement ou si elles sont effectuées à une fréquence prévue.</p> <p>Finalement, les résultats de toute évaluation doivent être intégrés au programme des activités de réglementation des titulaires de permis.</p>
42	Pakistan	10	Article 10.b, page 50 (57)	Le personnel de la CCSN utilise la méthode d'examen de l'organisation et de la gestion; cette méthode a été	a) Cinq centrales nucléaires ont été évaluées en se servant de la méthode de la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN). Deux centrales n'ont pas été évaluées dans le cadre du programme de référence parce qu'elles n'étaient

#	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
				largement utilisée à une centrale nucléaire pour effectuer des évaluations de référence des processus organisationnels de toutes les centrales nucléaires au Canada. La CCSN prévoit continuer à utiliser cette méthode pour évaluer le rendement en matière de sûreté dans toutes les centrales nucléaires, au moins une fois au cours de la durée du permis. Veuillez indiquer a) combien de centrales nucléaires ont été évaluées à ce jour en utilisant cette approche; b) quel critère la CCSN a-t-elle utilisé pour évaluer l'amélioration de la culture de sûreté?	pas en service au cours de cette période. En plus des centrales nucléaires, quatre autres installations de catégorie I ne produisant de l'électricité ont également été évaluées.  b) Les améliorations à la culture de sûreté à une installation peuvent seulement être observées par des évaluations répétées qui suivent rigoureusement la même méthode d'évaluation. Ceci est requis afin de s'assurer qu'il existe un lien entre les résultats et que ceux-ci peuvent être comparés. Une comparaison des résultats d'évaluations successives procurerait une évaluation qualitative de l'amélioration apportée.
43	Suisse	10	Page 50 (57)	Qui a organisé le Symposium sur la culture de sûreté en 2004? Pourquoi un tel symposium? Quel était le rôle de la CCSN dans les ateliers sur la culture de sûreté de 2004 et de 2005? Quelle est la position réglementaire du document <i>Auto-évaluation de la culture de sûreté, guide d'application de la réglementation</i> ? De quelle manière est-il utilisé dans les activités réglementaires?	Présentement, la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) effectue une surveillance des activités concernant la culture de sûreté. Elle s'attend à ce que les titulaires de permis établissent et maintiennent à jour une culture de sûreté robuste.  En 2004, la CCSN a organisé un symposium et des ateliers sur la culture de sûreté. Ils ont servi de forums au cours desquels la CCSN et les membres du secteur nucléaire ont pu discuter des questions et en venir à une compréhension commune de leur importance et élaborer une stratégie d'évaluation. En 2005, la CCSN a participé à des ateliers avec les membres du secteur nucléaire au cours desquels les détails du document <i>Auto-évaluation de la culture de sûreté, guide d'application de la réglementation</i> ont été discutés. Le guide d'application demeure à l'étape de l'ébauche et les titulaires de permis l'utilisent pour élaborer leur méthode d'auto-évaluation et pour évaluer leur efficacité à répondre à cette attente.  Prenant avantage de l'expérience cumulée, la CCSN reconnaît que ce guide devra être mis à jour afin d'élargir son champ d'application à tous les titulaires de permis de la CCSN. Lorsque l'ébauche a été préparée, on n'a pas tenu compte de la croissance du secteur nucléaire. Ceci constitue un aspect pour lequel la CCSN a un intérêt particulier puisque les infrastructures organisationnelles d'un

#	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
					titulaire de permis construisant une nouvelle installation peuvent varier de façon importante de celles d'une organisation en phase d'exploitation.
<b>ARTICLE 11 : RESSOURCES FINANCIÈRES ET HUMAINES</b>					
44	Japon	11.1	11.1 b p. 53 (59)	Ceci est uniquement à des fins de confirmation. Les fonds pour le déclasserment sont-ils déposés dans un compte distinct de ceux du titulaire de permis de centrale nucléaire?	Les fonds pour le déclasserment sont gardés hors du contrôle immédiat des titulaires de permis. Par exemple, la responsabilité pour le financement de la gestion des déchets d'Ontario Power Generation (OPG) et du déclasserment des installations font l'objet d'une entente entre la province de l'Ontario et OPG. Une des dispositions importantes de cette entente prévoit la création de deux fonds séparés hors du contrôle d'OPG, un pour le combustible utilisé et l'autre pour le déclasserment.
45	Japon	11.1	11.1 c p.53 (60)	Dans le cas de Bruce Power et d'OPG, pourriez-vous expliquer quel type de fonds la CCSN requiert-elle de Bruce Power pour l'étape précédant le déclasserment?	Aucun fond particulier n'a besoin d'être établi pour l'étape précédant le déclasserment. Cependant, par l'entremise d'une condition des permis de Bruce-A et Bruce-B, la Commission canadienne de sûreté nucléaire exige que Bruce Power démontre de façon continue que les garanties financières nécessaires pour mettre les centrales dans un état sûr sont disponibles. Ces garanties financières prennent la forme de lettres de crédit fournies par les actionnaires de Bruce Power.
46	France	11.2	P. 54 (60)	Le Canada pourrait-il fournir plus de détails sur la manière dont il s'assure que les qualifications des entrepreneurs sont conformes aux exigences?	Les permis d'exploitation des centrales nucléaires au Canada contiennent des conditions ayant trait à l'assurance de la qualité qui stipulent que les titulaires de permis doivent s'assurer que les entrepreneurs possèdent les compétences et qualifications appropriées. Conformément à la norme N286.1-00 de l'Association canadienne de normalisation (CSA) <i>L'assurance de la qualité de l'approvisionnement aux centrales nucléaires</i> , le choix des entrepreneurs devrait reposer sur : <ul style="list-style-type: none"> <li>i. une évaluation de la capacité de l'entrepreneur à fournir un produit ou service adéquat,</li> <li>ii. le programme d'assurance de la qualité de l'entrepreneur et la rigueur avec laquelle il est mis en œuvre, et</li> <li>iii. lorsque disponible, l'historique de l'entrepreneur au sujet du succès obtenu à fournir des produits et services adéquats.</li> </ul> <p>Les titulaires de permis doivent également évaluer le programme de l'entrepreneur en matière de qualité afin de s'assurer qu'il est efficace et qu'il a été mis en œuvre. À l'occasion, la CCSN évaluera aussi le processus d'approvisionnement des titulaires de permis par rapport aux exigences de la norme N286.1-00 de la CSA.</p>



#	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
47	Pays-Bas	11.2	P. 57 (64)	Programmes de maintien du savoir: La CCSN exige-t-elle que les titulaires de permis aient un programme de maintien du savoir? Les titulaires doivent-ils lui en soumettre régulièrement les résultats?	Présentement, la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) n'exige pas que les titulaires de permis soumettent des rapports concernant leurs programmes de maintien du savoir. Cependant, certains titulaires de permis sont proactifs à ce sujet. Par exemple, Ontario Power Generation (OPG) a pris l'initiative d'informer la CCSN. OPG a de plus présenté les mesures qu'elle avait prises à une équipe d'experts de l'AIEA qui a ensuite produit un rapport de rétroaction reconnaissant que ces mesures d'OPG étaient dignes de mention. Le rapport suggérait également la possibilité d'améliorations en élaborant une politique plus cohérente. À cette fin, OPG travaille présentement à élaborer une politique globale en matière de maintien du savoir.
48	Pays-Bas	11.2	P. 56 (62)	Analyses de la capacité en matière de ressources humaines: Est-ce que de telles analyses vérifient que le personnel est en nombre suffisant et qu'il possède les qualifications requises pour accomplir toutes les tâches sans stress ou retards indus, incluant la supervision des travaux effectués par des entrepreneurs externes? Ces analyses sont-elles soumises à l'organisme de réglementation et, dans l'affirmative, à quelle fréquence?	<p>Les titulaires de permis effectuent régulièrement des analyses de la capacité en matière de ressources humaines. Par exemple, Ontario Power Generation analyse si l'offre actuelle est suffisante par rapport à la demande et, sur demande, présente à l'organisme de réglementation une assurance au sujet des qualifications; par exemple en fournissant des certificats de qualifications afin de démontrer que les ressources humaines sont qualifiées. De plus, on tient compte des besoins de formation dans le cadre de la planification en matière de ressources humaines.</p> <p>La Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) a publié en août 2007 le guide d'application de la réglementation G-323 <i>Assurer la présence d'un nombre suffisant d'employés qualifiés aux installations nucléaires de catégorie I – Effectif minimal</i>. Ce guide couvre le fondement de l'effectif minimal, incluant une validation des exigences à ce sujet. La CCSN surveille le nombre d'infractions aux limites d'heures de travail, le pourcentage du temps où l'effectif est minimal et le plan de dotation, chacun apparaissant dans les rapports trimestriels soumis par les titulaires de permis; ainsi que les rapports d'événements soumis par les titulaires de permis concernant des infractions à l'effectif minimal.</p>
49	Pays-Bas	11.2	11.2 b, pp. 55-58 (61-64)	Cette section mentionne qu'une partie importante de la main-d'œuvre partira à la retraite au cours des prochaines années et qu'une éventuelle perte de connaissances cruciales pourrait survenir. Le plan d'action pour remédier à ce problème comprend le mentorat et l'encadrement du	Le secteur nucléaire reconnaît que la main-d'œuvre vieillit et qu'il existe une réserve limitée de travailleurs expérimentés de ce secteur d'où puiser le personnel pour le futur. Les titulaires de permis s'efforcent d'établir et de mettre en œuvre des plans de dotation et de formation afin de combler les besoins en main-d'œuvre. Des plans ont été élaborés afin d'acquérir l'assurance que la relève sera prête pour combler les postes jouant un rôle clé et qui sont nécessaires pour assurer l'exploitation sûre d'une centrale nucléaire de façon continue. Les titulaires de permis coopèrent avec les institutions d'enseignement (universités et

#	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
				personnel, l'embauche de nouveaux employés, etc. Dans quelle mesure ce plan d'action est-il efficace?	collèges) afin de s'assurer qu'elles comprennent les besoins du secteur nucléaire en ingénieurs, opérateurs et travailleurs de métier spécialisés.  Par exemple, Ontario Power Generation (OPG) croit qu'elle a complété les évaluations nécessaires et qu'elle a maintenant en place de solides plans d'apprentissage et de relève afin de pouvoir répondre à ses besoins futurs. Son programme de recrutement inclut la promotion d'OPG en tant qu'employeur de choix. Ceci s'est avéré efficace puisque récemment, OPG a été reconnue comme une des « 100 meilleures entreprises pour lesquelles travailler au Canada » et une des « 50 meilleures dans le Toronto métropolitain ».
<b>ARTICLE 12 : FACTEURS HUMAINS</b>					
50	Inde	12	Pages 61 & 143 (70 & 163), section 12.c	Le programme de la CCSN pour l'évaluation des facteurs humains décrit dans le rapport est exhaustif. Quelle méthode la CCSN utilise-t-elle pour évaluer l'efficacité du programme?	Le personnel de la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) évalue les programmes des titulaires de permis lors de toute délivrance de permis et de tout renouvellement de permis. Les inspections de conformité visent à déterminer la pertinence des programmes et l'efficacité de leur mise en œuvre. Le personnel de la CCSN analyse les événements que les titulaires de permis rapportent ainsi que d'autres documents afin de déceler les problèmes de sûreté émergents et les tendances. Les résultats de ces activités de réglementation sont intégrés par des spécialistes en facteurs humains et servent à déterminer l'efficacité globale des programmes des titulaires de permis et de leur mise en œuvre et à leur attribuer une cote de rendement.  Pour plus de renseignements sur le programme réglementaire de la CCSN en matière de facteurs humains, voir l'annexe 6.
51	Japon	12	12 c p. 61 (70)	Le personnel de la CCSN a décelé de nombreux problèmes à Pickering-A et à Gentilly-2. Pourriez-vous expliquer comment le personnel de la CCSN a décelé ces problèmes? En analysant les renseignements sur le rendement de la centrale nucléaire incluant les rapports soumis conformément à la norme S-99? En inspectant le rendement quotidien des exploitants de la centrale nucléaire? Ou en interviewant les employés de la	En effectuant des inspections et en examinant les rapports d'événement soumis et d'autres documents, le personnel de la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) a décelé des problèmes relatifs au programme « facteurs humains » des titulaires de permis à Pickering-A et Gentilly-2. Les inspecteurs de la CCSN qui résident à chacune de ces centrales ont l'occasion d'observer les activités régulières des titulaires de permis et d'engager des discussions portant sur toute question. Toute question de sûreté d'importance est documentée formellement et portée à l'attention du titulaire de permis afin qu'il en fasse le suivi. Il n'est pas commun que les employés des centrales nucléaires participent à des entrevues en dehors du processus formel d'une inspection. Des rencontres et des discussions ont lieu régulièrement entre le titulaire de permis et la CCSN afin de faciliter la résolution des problèmes décelés.

#	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
				centrale nucléaire? Pourriez-vous expliquer quels types de problèmes ont été constatés?	<p>À Gentilly-2, le personnel de la CCSN a observé en 2004 qu'il n'existait pas un processus formel pour tenir compte des facteurs humains dans le processus de contrôle des modifications techniques. Depuis, le processus a été révisé afin qu'il tienne compte des facteurs humains et sa mise en œuvre progresse de manière efficace. Le personnel de la CCSN a également observé un manque de conformité aux procédures de la centrale concernant les limites d'heures de travail. Une préoccupation au sujet de la méthode servant à analyser les événements a aussi été portée à l'attention des autorités de Gentilly-2. La méthode utilisée ne permet pas d'identifier les facteurs humains et organisationnels déterminants des événements. Un manque de conformité aux procédures a aussi été identifié comme un problème récurrent.</p> <p>À Pickering-A, les inspections ont permis de déceler des faiblesses au chapitre de l'incorporation des facteurs humains aux processus de conception et de modification. Les examens des événements ont révélé qu'on ne faisait pas un usage rigoureux d'outils comme la prise de décisions prudentes, une attitude propice à la remise en question, les séances d'information avant et après les travaux, l'utilisation et le respect des procédures ainsi que les auto-évaluations.</p>
52	République de Corée	12	Section 12 b	(Article 12, section 12 b) Le rapport stipule que « la principale méthode servant à détecter les erreurs humaines consiste à observer et à vérifier le rendement des employés directement sur les lieux de travail » (page 59 [68]). Dans cette phrase, quels sont la méthode et l'indicateur (ou critère) utilisés pour évaluer et juger le rendement d'un employé?	Les gestionnaires et les superviseurs observent directement les employés afin de détecter les erreurs humaines sans conséquence. Ceci est effectué sur les lieux de travail en observant les activités préparatoires aux travaux, l'exécution de ceux-ci ainsi que les dernières vérifications après qu'ils sont complétés. Il existe un programme officiel (observation et encadrement) pour aider les gestionnaires et superviseurs à orienter leurs observations sur les aspects pour lesquels le plus grand impact peut être réalisé. Le programme offre une orientation sur des approches positives et efficaces pour communiquer avec les employés au moment de leur fournir une rétroaction au sujet d'un rendement qui répondait ou ne répondait pas aux normes. Les normes de rendement utilisées pour les observations et les activités d'encadrement (par exemple, indicateurs, critères) sont les procédures qui décrivent les tâches particulières à effectuer pour compléter un certain travail (par exemple, une procédure d'entretien pour effectuer la maintenance complète d'une pompe) et les procédures d'application générale (par exemple, les pratiques de travail sécuritaires, l'utilisation de l'équipement de protection individuelle, les attentes relatives à la tenue des lieux).
53	République	12	Section 12	(Article 12, section 12 b)	L'ingénierie des facteurs humains (IFH) couvre toutes les activités

#	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
	de Corée		b	À la page 60 (68), les paragraphes sous le titre « Méthodes de prévention, détection et correction des erreurs humaines » stipulent que l'IFH est utilisée pour les nouvelles conceptions. À quels éléments majeurs des nouvelles conceptions l'IFH s'applique-t-elle?	d'exploitation, d'entretien et de déclassement. L'IFH est prise en compte dans tous les projets de modification des centrales actuelles, de prolongement de la durée de vie utile des centrales et de construction de nouvelles centrales. Les efforts en matière d'IHF sont plus importants lorsque la complexité des interfaces est plus importante ou si ces dernières revêtent un caractère plus critique et les tâches des opérateurs requièrent habituellement un effort plus grand dans ce domaine. Le choix des éléments des interfaces entre l'homme et les systèmes, la disposition des équipements, l'habitabilité de la salle de commande, la conception des affichages de la salle de commande, la conception des panneaux et la conception des indications constituent des exemples communs d'application des principes de l'IFH aux nouvelles conceptions. Par exemple, chacun des ces aspects serait habituellement pris en compte au moment de passer de la technologie analogue à la technologie digitale. Ces modifications pourraient être effectuées au niveau des composantes ou au niveau des systèmes.
54	Suisse	12	Pages 59 & 61 (67 & 70), paragraphes 12a et 12c	Quelles sont les politiques de la CCSN relativement aux compétences de son personnel au chapitre des facteurs humains? Qui a le droit d'effectuer les activités de surveillance relatives au rendement humain (par exemple, l'évaluation des programmes en matière de facteurs humains)?	À la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN), il est prévu que les spécialistes supérieurs en facteurs humains posséderont au moins une maîtrise en ingénierie des facteurs humains, en génie industriel, en psychologie de l'ingénierie, en ergonomie ou un autre diplôme connexe. La plupart des sept spécialistes supérieurs dans ce domaine à la CCNS détiennent un doctorat en facteurs humains. De plus, il est désirable que de tels spécialistes aient acquis une expérience pertinente et en profondeur dans une entreprise de procédés industriels. On s'attend également à ce que les spécialistes supérieurs possèdent des connaissances d'une variété de disciplines comme les principes, théories, méthodes, normes et lignes directrices en matière de facteurs humains; les capacités et limites humaines tant physiques que cognitives ainsi que la conception et l'évaluation des interfaces homme-machine et homme-ordinateur.  Pour des renseignements additionnels concernant les compétences du personnel de la CCSN spécialisé en facteurs humains, veuillez voir l'annexe 6.
55	Royaume-Uni	12	Page 61 (70)	Cette section du rapport fait référence aux inquiétudes liées au dépassement des limites d'heures de travail du personnel des centrales nucléaires. En vertu de l'article 19, section 19 (iv), page 107 (121), le rapport stipule qu'« une condition des permis d'exploitation précise également	Les titulaires de permis doivent se conformer tant aux exigences relatives à l'effectif minimal par quart ainsi qu'à celles ayant trait aux limites d'heures de travail. Il faut remédier à une effraction à l'effectif minimal par quart immédiatement afin qu'un nombre suffisant de personnes qualifiées soient présentes en tout temps à la centrale. Les titulaires de permis doivent également se conformer aux limites d'heures de travail stipulées dans leurs procédures internes. La Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) a fourni des lignes directrices au sujet des limites d'heures de travail de sorte que les titulaires

#	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
				<p>l'effectif minimal devant être respecté en tout temps à la centrale ». Cela représente-t-il une situation dans laquelle l'obligation de se conformer à l'exigence relativement au nombre minimal d'employés donne lieu à une infraction éventuelle aux limites d'heures de travail? Comment la CCSN compte-t-elle s'assurer qu'aucune de ces exigences n'est compromise? La CCSN prévoit-elle adopter des mesures spéciales pour s'assurer que l'« usage accru fait aux centrales nucléaires de personnes à contrat » ne compromet pas la sûreté nucléaire?</p>	<p>de permis puissent élaborer des programmes de gestion des effets cumulatifs à long terme de la fatigue sur le rendement en milieu de travail.</p> <p>Les dirigeants d'une installation peuvent être confrontés à deux ensembles d'exigences qui ne peuvent être satisfaits en même temps. Par exemple, le niveau de dotation d'un certain poste peut ne pas répondre aux exigences au début d'un quart donné. Il est requis de se conformer en tout temps aux exigences relatives à l'effectif minimal et cette exigence prend prééminence par rapport à celle de se conformer aux limites d'heures de travail. Le personnel qualifié présent à la centrale devrait donc demeurer au travail jusqu'à ce que quelqu'un prenne la relève. Les effets à court terme de la fatigue sur le rendement des travailleurs pourraient être contrôlés.</p> <p>Le paragraphe 12 (1) (a) du <i>Règlement général sur la sûreté et la réglementation nucléaires</i> stipule que tous les titulaires de permis doivent « ...veiller à ce qu'il y ait suffisamment de travailleurs qualifiés pour exercer l'activité autorisée... » La CCSN surveille les niveaux de dotation et la conformité aux limites d'heures de travail, s'en servant comme indicateurs de la capacité du titulaire de permis de répondre à cette exigence. Si ces observations révèlent que les niveaux de dotation sont bas et que le nombre d'infractions aux limites d'heures de travail augmente, la CCSN demanderait alors au titulaire de permis de s'attaquer à ce problème et d'établir un plan à long terme afin d'améliorer les niveaux de dotation de façon globale.</p> <p>Tenant compte des travaux présentement en cours et de la croissance prévue du secteur nucléaire, la CCSN prévoit qu'il sera de plus en plus nécessaire de faire appel au personnel d'entrepreneurs au cours des années à venir. Globalement, le titulaire de permis demeure responsable et doit rendre compte de l'exploitation sûre de l'installation. La CCSN a inspecté les programmes des titulaires de permis relatifs à la gestion des entrepreneurs et continuera de le faire afin de s'assurer qu'ils maintiennent une surveillance adéquate du travail que ceux-ci effectuent. Les spécialistes en facteurs humains sont particulièrement intéressés à obtenir l'assurance que les entrepreneurs travaillant à une installation nucléaire sont qualifiés et supervisés adéquatement et qu'ils ont reçu une formation sur les procédés de l'installation et les stratégies adoptées pour prévenir les erreurs.</p> <p>La CCSN collabore présentement avec les titulaires de permis à l'élaboration de dispositions sur les limites d'heures de travail pour le personnel des</p>

#	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
					entrepreneurs. Des discussions sont également en cours dans le but de préciser les types de travaux que le personnel des entrepreneurs aurait le droit d'effectuer, et les effets possibles que ces travaux auront sur la sûreté nucléaire.
<b>ARTICLE 13 : ASSURANCE DE LA QUALITÉ</b>					
56	Slovénie	13	P. 64 (72)	Tout le personnel dont le travail à une centrale nucléaire peut influencer sur la sûreté nucléaire doit se conformer au programme d'AQ. Ce programme régit également les travaux exécutés par des entreprises ne faisant pas partie de l'organisation du titulaire de permis. Les travaux effectués par ces entreprises doivent également se conformer aux exigences de la collection de normes N286 de la CSA. Comment traitez-vous les organisations dont le programme d'AQ n'est pas conforme à la collection de normes N2886 de la CSA (ISO 9001:2000, 10 CFR 50 annexe B, la collection de normes de sûreté de l'AIEA en matière d'AQ, code de l'ASME, etc.)?	Les titulaires de permis au Canada s'assurent que toutes les entreprises externes effectuant des travaux pouvant avoir un impact sur la sûreté nucléaire ont un programme d'assurance de la qualité (AQ) en place et qu'elles possèdent un certificat connexe. Dans l'hypothèse que ces entreprises ont un programme d'AQ, une copie de leur certificat et des manuels décrivant ce programme est obtenue. Les spécialistes des titulaires de permis en approvisionnement et en assurance de la qualité des fournisseurs comparent ces manuels à la collection de normes N286 de l'Association canadienne de normalisation (CSA) afin de s'assurer que tous les aspects de cette collection de normes ont été intégrés à leurs programmes. En outre, en tant que membres du comité CANDU sur les audits de l'approvisionnement et du comité des questions sur l'approvisionnement dans le domaine nucléaire qui offrent un programme efficace, tant sur le plan des coûts que de la qualité, d'évaluation des entreprises fournissant au secteur nucléaire des articles et des services liés à la sûreté, les titulaires de permis au Canada peuvent effectuer ou demander à des tiers d'effectuer un audit d'une entreprise externe. Ils ont aussi accès aux rapports d'audits antérieurs permettant ainsi de mesurer le niveau de conformité d'une entreprise à sa norme d'AQ et de comparer sa norme avec la collection de normes N286 de la CSA. Si des aspects de cette collection de normes n'apparaissent pas aux programmes des entreprises externes, une action corrective est initiée demandant que leurs programmes soient révisés en conséquence.
57	Suisse	13	Page 66 (74), paragraphe 3	Comment tient-on compte de la norme GS-R-3 de l'AIEA dans les exigences nationales actuelles?	La norme GS-R-3 de l'AIEA est prise en compte pour établir les exigences qui s'appliquent à l'organisme de réglementation ainsi que celles applicables aux installations nucléaires et aux activités dans le domaine nucléaire. Par exemple, le système global de gestion de la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) tient compte des exigences énoncées dans la norme GS-R-3 et de leur pertinence aux activités de réglementation. En outre, la CCSN prépare présentement des guides d'application de la réglementation qui serviront à orienter les exploitants d'installations nucléaires et les utilisateurs de substances nucléaires afin qu'ils alignent leurs systèmes de gestion actuels sur la norme GS-R-3 de l'AIEA.

#	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
<b>ARTICLE 14 : ÉVALUATION ET VÉRIFICATION DE LA SÛRETÉ</b>					
58	Euratom	14.1	Section 14 (i) e, p. 72 (81)	Pouvez-vous clarifier les différences entre un examen intégré de la sûreté (EIS) effectué dans le cadre des projets de redémarrage de réacteurs et celui effectué dans le cadre des projets de prolongement de la durée de vie utile?	<p>On s'attend à ce que les titulaires de permis se conforment au guide de sûreté NS-G-2.10 de l'AIEA sur les bilans périodiques de la sûreté (BPS). La différence clé entre un examen à des fins de redémarrage par rapport à une autre à des fins de prolongement de la durée de vie utile est le contexte de la prise de décisions. Pour les projets de redémarrage, les décisions doivent être prises en fonction de la durée de l'exploitation qu'il reste (par exemple, 5 ans), tandis que pour les projets de prolongement de la durée de vie utile, la décision doit être prise en fonction de la durée de l'exploitation proposée à long terme (par exemple, de 25 à 30 ans). Dans les deux cas, le titulaire de permis doit démontrer comment l'exploitation et l'entretien de la centrale, incluant les systèmes, structures et composantes, seront effectués de manière sûre au cours de la durée de vie proposée. Il faut noter que la décision n'est pas liée à la période habituelle de 10 ans qui s'applique dans le cas des BPS.</p> <p>De plus, une évaluation environnementale (EE) serait fort probablement complétée pour les projets de prolongement de la durée de vie utile. Dans un tel cas, les résultats de l'EE ainsi que ceux du BPS (ou l'examen intégré de la sûreté équivalent) formeraient le fondement de l'élaboration d'un plan intégré de mise en œuvre d'actions correctives et d'améliorations en matière de sûreté.</p>
59	Finlande	14.1		La coopération internationale dans la recherche sur la sûreté nucléaire liée à la réglementation est une question importante dont il faut tenir compte. Quel est votre point de vue ou opinion sur les besoins dans votre pays pour de grands programmes d'essais expérimentaux sur la sûreté nucléaire, afin d'étudier les phénomènes physiques et de valider les modèles d'analyse utilisés dans les analyses de la sûreté (par exemple, des modèles tridimensionnels de physique du réacteur et de thermo-hydraulique? Ces travaux de recherche expérimentale et d'analyses sont-ils	<p>Le Canada est aussi d'avis que la recherche sur la sûreté nucléaire est importante afin de pouvoir appuyer la conception et l'exploitation sûres des centrales. Au Canada, la responsabilité de fournir une justification adéquate en matière de sûreté pour obtenir la délivrance d'un permis incombe au concepteur et/ou titulaire de permis de centrale. S'acquitter de cette responsabilité comporte l'apport de données expérimentales adéquates en soutien aux modèles d'analyse et aux analyses de sûreté. Comme l'expérience démontre, la recherche expérimentale est nécessaire sur une base continue pour les centrales en exploitation ainsi que pour les projets de prolongement de la durée de vie utile et de nouveaux réacteurs.</p> <p>Le besoin d'effectuer de la recherche expérimentale a été illustré davantage par un projet complété dernièrement par la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) qui a mené à la formulation d'un énoncé de position en fonction du risque concernant les questions de sûreté en suspens, portant une attention particulière à celles relatives à la conception et aux analyses de sûreté.</p>

#	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
				nécessaires dans votre pays pour les mises à niveau en matière de sûreté ou pour l'évaluation de la sûreté dans le cadre d'un bilan périodique de sûreté ou d'une prolongation de la durée de vie utile d'une centrale, ainsi que pour les nouveaux réacteurs?	<p>L'énoncé de position en fonction du risque est particulièrement important pour orienter les efforts de recherche se rapportant aux domaines importants sur le plan de la sûreté, et pour faciliter l'élaboration de programmes d'amélioration de la sûreté spécifiques à chacune des centrales (afin d'appuyer les projets de renouvellement de permis des centrales et de prolongement de leur durée de vie utile) ou les examens des nouvelles conceptions de réacteur.</p> <p>Les programmes de recherche et de développement du secteur nucléaire sont coordonnés et gérés par le Groupe des propriétaires de CANDU, les sommes engagées actuellement étant de l'ordre de 38 millions de dollars par année. La CCSN maintient également en place un programme de recherche et de soutien ayant pour but d'acquérir les connaissances et l'information nécessaires pour appuyer le personnel de la CCSN dans sa mission de réglementation. Disposant d'un budget annuel variant entre 2 et 3 millions de dollars, ce programme permet au personnel de la CCSN d'obtenir au besoin les services d'experts externes et d'installations expérimentales afin d'appuyer les décisions de l'organisme de réglementation et d'évaluer les questions de sûreté émergentes.</p>
60	France	14.1	P. 72 (81), § 14(i) d	Le Canada pourrait-il clarifier si les résultats des études probabilistes de sûreté ont été utilisés dans le cadre des examens intégrés de la sûreté (EIS) (pour définir les améliorations requises en matière de sûreté des centrales et/ou établir leurs priorités)? Dans un processus éventuel de bilan périodique de sûreté (BPS), l'utilisation d'études probabilistes de sûreté est-elle prévue?	<p>La prise en compte des résultats des études probabilistes de sûreté (EPS) fait partie intégrale des examens intégrés de la sûreté (EIS).</p> <p>Dans le cas de Point Lepreau, la Commission canadienne de sûreté nucléaire a exigé qu'une EPS soit complétée conjointement avec l'arrêt à des fins de remise à neuf, permettant ainsi d'utiliser les résultats de cette étude pour définir l'envergure de la remise à neuf. Les résultats préliminaires de l'EPS ont permis d'identifier des améliorations additionnelles à apporter à la centrale.</p> <p>Pour les projets de remise à neuf de Bruce-A et Pickering-A, les résultats de l'EPS ont servi à identifier des améliorations à la sûreté devant être apportées aux centrales.</p>
61	Allemagne	14.1	Section 14 (i) b, pages 69-70 (77-78), Appendice	Les questions génériques de sûreté faisant l'objet de dossiers génériques (DG) sont utilisées au Canada pour identifier les aspects de sûreté sur lesquels il faut se pencher pendant les évaluations. Ces DG découlent, par exemple, du processus de prise de décisions en fonction du risque	<p>Le Canada apprécie ces remarques. En effet, de notre point de vue, les dossiers génériques constituent un processus permettant d'aborder de façon systématique les questions de sûreté qui sont pertinentes à plusieurs installations en exploitation et qui nécessitent souvent de la recherche expérimentale.</p> <p>Pour plus de renseignements concernant l'élaboration et la mise en œuvre d'un processus de prise de décisions en fonction du risque, veuillez consulter l'annexe 2.</p>



#	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
				(PDFR), d'analyses d'accidents graves, etc. Les entreprises du secteur de l'énergie nucléaire doivent démontrer une conformité à ces DG, les classer selon leur importance et élaborer une stratégie pour régler les questions de sûreté. L'appendice F présente un résumé de la situation et précise les produits livrables qu'une entreprise du secteur nucléaire doit présenter pour la fermeture de chaque DG. Le concept décrit constitue une pratique prometteuse; il est recommandé pour les pays qui ont des réacteurs de types semblables.	
62	République de Corée	14.1	Appendice F	(Article 14-1, appendice F) Veuillez fournir les renseignements suivants : - la définition quantitative ou qualitative de dommages importants au cœur du réacteur et de rejets radioactifs importants hors site pour les réacteurs CANDU; - des renseignements détaillés sur la quantité d'hydrogène qu'on prévoit être rejetée et la dispersion de celui-ci dans l'enceinte de confinement suite à des dommages graves au cœur (cette question est liée à la partie du rapport traitant du DG 88G02 « comportement de l'hydrogène dans les centrales nucléaires CANDU »).	À des fins de conception des réacteurs CANDU, la notion de dommages importants au cœur signifie le bris de deux canaux de combustible ou plus dans le cœur. Le projet de document d'application de la réglementation RD-337 de la Commission canadienne de la sûreté nucléaire <i>Conception des nouvelles centrales nucléaires</i> définit un rejet important hors site comme « un rejet de matières radioactives qui pourrait nécessiter la réinstallation du public pendant une longue période afin de prévenir des conséquences inacceptables à la santé suite à des dommages importants au cœur et une défaillance de l'enceinte de confinement ». La fréquence correspondante est définie comme « la somme de la fréquence des événements qui peuvent mener à un rejet de plus de $10 E^{14}$ Bq de césium 137 », et l'objectif visé est de $10 E^{-7}$ et une limite de $10 E^{-6}$ par centrale par année.  En ce qui a trait aux prévisions de rejets d'hydrogène dans l'enceinte de confinement, certaines analyses préliminaires visant à déterminer leur ampleur ont été effectuées aux Laboratoires de Chalk River pour certains cas d'accident grave des centrales de conception CANDU-6. Le programme informatique MAAP4-CANDU a été utilisé pour effectuer ces analyses.
63	Pakistan	14.1	Article 14(i) b, page 69 (77)	Il a été remarqué que plusieurs dossiers génériques (DG) étaient « ouverts » jusqu'en janvier 2004, concernant des centrales de l'Ontario	Des cinq dossiers génériques (DG) applicables à l'ensemble du secteur nucléaire qui ont été fermés depuis janvier 2004, trois d'entre eux l'ont été au cours de la période 2005-2006. En ce qui a trait aux autres DG, le personnel de la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) examine présentement des

#	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
				Power Generation (OPG), de Bruce Power, d'Hydro-Québec et d'Énergie nucléaire Nouveau-Brunswick; combien ont été fermées en 2005-2006? On a signalé que la CCSN a débuté des travaux sur un projet pour classer ces questions selon leur importance et pour élaborer une stratégie visant à les résoudre dans le contexte de nouvelles centrales nucléaires, ainsi que de celles en exploitation ou en cours de remise à neuf. Quels sont les critères et la stratégie de classement de ces dossiers génériques?	<p>demandes de fermeture et l'information soumise en appui à ces demandes.</p> <p>En 2007, la CCSN a complété un projet visant à établir la priorité des questions de sûreté déjà connues, incluant les DG et des questions de conception et d'analyse de sûreté identifiées dans le document TECDOC 1554 de l'AIEA <i>Questions génériques de sûreté des centrales nucléaires concernant les réacteurs à l'eau lourde pressurisée et des moyens pour les résoudre.</i></p> <p>Afin de mettre les questions en ordre de priorité, les critères définis dans le processus de prise de décisions en fonction du risque (PDFR) ont été utilisés tout en tenant en compte de la possibilité et des conséquences de scénarios pour lesquels de telles questions peuvent être importantes. Par conséquent, toutes les questions qui avaient été identifiées initialement ont été classées en trois catégories : catégorie 1 – pas une question de sûreté importante pour les réacteurs canadiens; catégorie 2 – une question de sûreté mais des mesures correctives appropriées ont déjà été prises; catégorie 3 – une question de sûreté nécessitant toujours une solution. Des efforts sont présentement en cours afin de mettre en œuvre des solutions adéquates pour les questions de la catégorie 3.</p> <p>Pour plus de renseignements concernant l'élaboration et la mise en œuvre du PDFR, veuillez consulter l'annexe 2.</p>
64	Pakistan	14.1	Article 14.1, page 68 (76)	En référence au Chapitre II « Contexte », section D.3 à la page 8, et à la section 14.1, page 68 (76), dans lesquels il est mentionné que la vie utile d'une centrale nucléaire est prolongée en remplaçant les canaux de combustible. Comment l'intégrité et le fonctionnement sûr des autres structures et systèmes liés à la sûreté sont-ils évalués en ce qui a trait au vieillissement?	<p>Conformément au document d'application de la réglementation RD-360 de la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) <i>Prolongement de la durée de vie des centrales nucléaires</i> (qui a remplacé le document G-360), les entreprises du secteur de l'énergie nucléaire qui planifient de prolonger la durée de vie utile de leurs centrales doivent effectuer une étude intégrée de la sûreté (EIS) en se fondant sur le guide de l'AIEA portant sur les bilans périodiques de sûreté (BPS). Une partie importante d'une telle évaluation est la détermination de l'état des structures, systèmes et composantes liés à la sûreté. Cette évaluation de l'état des installations, comprenant inspections et analyses, déterminera jusqu'à quel point il est nécessaire de remplacer certaines composantes. Pour les composantes qui n'auront pas à être remplacées, l'évaluation sert à mettre à jour ou élaborer les plans de gestion de leur cycle de vie qui serviront à effectuer la surveillance de l'état des composantes afin de s'assurer qu'elles remplissent leur fonction comme prévu.</p> <p>Par exemple, l'intégrité et le fonctionnement de manière sûre des systèmes</p>

#	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
					d'arrêt n° 1 et 2 sont maintenus par des programmes appropriés de gestion du vieillissement établis pour répondre aux exigences réglementaires concernant les essais. Des détecteurs de flux installés dans le cœur à des fins de sûreté ont été remplacés à différentes centrales nucléaires au Canada dans le cadre de la gestion du vieillissement.
65	Roumanie	14.1		Quel est l'état de l'homologation de la conception du réacteur CANDU avancé au Canada?	La Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) a décidé récemment d'effectuer l'évaluation des conceptions de nouvelles centrales nucléaires présentement à l'étude en vue de leur implantation au Canada, débutant par le RCA-1000. De telles évaluations vont aider la CCSN à se préparer à traiter des demandes de permis de la part de promoteurs et ainsi pouvoir s'assurer que le processus de délivrance de permis sera transparent et complété dans des délais raisonnables.
66	Suisse	14.1	Page 72 (81), avant dernier paragraphe	D'après ce paragraphe et l'annexe 14 (i) d, aucune étude probabiliste de la sûreté (EPS) portant sur les séismes n'a encore été effectuée pour les centrales nucléaires canadiennes; toutefois, une « évaluation des marges de sûreté en cas de séisme se fondant sur une EPS » est en cours d'élaboration à la centrale nucléaire de Point Lepreau. Quelles sont les principales caractéristiques de cette « évaluation des marges de sûreté en cas de séisme se fondant sur une EPS », par rapport à une EPS portant sur les séismes, et quels sont les principaux arguments en faveur d'une « évaluation des marges de sûreté en cas de séisme se fondant sur une EPS » par rapport à une EPS portant sur les séismes?	<p>Une évaluation des marges de sûreté en cas de séismes (EMSS) fondée sur une EPS s'effectue conformément à la même procédure et suit les mêmes étapes qu'une EPS portant sur les séismes, sauf pour le traitement des renseignements sur les risques sismiques. Puisqu'une EMSS fondée sur une EPS ne tient pas compte explicitement des risques sismiques, elle ne mène pas à des dommages importants au cœur. Au lieu de cela, dans l'hypothèse que des séismes vont se produire, une EMSS fondée sur une EPS génère des résultats comme la capacité de résister aux séismes et la probabilité de défaillances aléatoires. La principale raison qui a motivé l'adoption des EMSS fondées sur une EPS était l'importante incertitude qui existait au sujet du risque sismique, celui-ci variant de plusieurs ordres de magnitudes selon les experts consultés. L'expérience découlant des EPS concernant les séismes effectuées précédemment a montré que le principal facteur faisant varier la fréquence de dommages importants au cœur dus à un séisme était l'incertitude liée au risque sismique et non la capacité des centrales nucléaires à résister aux séismes. Cette constatation a rendu le processus de prise de décisions beaucoup plus difficile et, par conséquent, il a été proposé d'effectuer des EMSS en se fondant sur une EPS. Lorsque les experts auront atteint un certain consensus sur le risque sismique, l'EMSS fondée sur une EPS peut facilement être convertie en une EPS portant sur les séismes.</p> <p>Une EMSS se fondant sur une EPS est présentement en cours à Point Lepreau à des fins de remise à neuf, celle-ci faisant usage des modèles d'EPS présentement disponibles et attribuant un haut niveau de confiance à la faible probabilité de défaillances des équipements au lieu de se servir de la courbe de la fragilité de la qualification sismique. Les EMSS se fondant sur une EPS sont décrites dans le</p>

#	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
					document NUREG-1407 de la United States Nuclear Regulatory Commission.
67	Turquie	14.1	7.2 (i), p. 23 (25)	Le Canada pourrait-il donner plus de détails sur le processus d'examen de la conception des nouvelles centrales nucléaires?	<p>Au début de 2008, lors de préparatifs en vue du traitement de demandes de permis de la part de promoteurs, la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) a décidé d'effectuer l'évaluation des conceptions de nouvelles centrales nucléaires présentement à l'étude en vue de leur implantation au Canada, débutant par le RCA-1000.</p> <p>De plus, la <i>Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires</i> exige que les promoteurs joignent à leur demande de permis de construction des renseignements détaillés sur la conception de la centrale ainsi qu'un rapport préliminaire de l'analyse de sûreté. Cependant, une évaluation environnementale (EE) est effectuée à l'appui d'une demande de permis de préparation de l'emplacement, avant ou en même temps que la demande d'un permis de construction est soumise. Au cours du processus d'EE, le personnel de la CCSN doit pouvoir examiner des descriptions générales de la ou des conceptions proposées afin de déterminer les conséquences environnementales sur le site et les espaces avoisinants. Lorsqu'une demande est reçue, un plan d'évaluation connexe est élaboré. Une fois que ce plan est approuvé, une personne de la CCSN est assignée point de contact chargé de voir à la coordination de l'évaluation intégrée des aspects techniques et légaux dans le but de confirmer que les exigences réglementaires sont satisfaites.</p> <p>Des informations additionnelles sur le processus d'évaluation de la conception de nouvelles centrales nucléaires sont disponibles sur le site Web de la CCSN à <a href="http://www.nuclearsafety.gc.ca">www.nuclearsafety.gc.ca</a>.</p>
68	Turquie	14.1	14 (i).f, p. 75 (84)	Quelle est la date prévue à laquelle sera annoncée la décision de la CCSN concernant l'introduction de la méthode BPS au cadre canadien de délivrance de permis?	<p>Au cours de la dernière année, la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) a entrepris un projet ayant pour objet l'examen des exigences et pratiques relatives à la délivrance des permis de centrale nucléaire. La portée de ce projet comprend l'introduction d'exigences relatives à des bilans périodiques de sûreté (BPS) formels. Les travaux complétés jusqu'à maintenant incluent des participations à des réunions techniques de l'AIEA, des examens par des experts-conseil, des réunions de consultation auprès des membres du secteur nucléaire, et l'élaboration de propositions de conditions de permis. Il est prévu de faire à brève échéance une présentation à la Commission sur les BPS, à des fins d'information et de prise de décisions, incluant les grandes lignes de la transition vers l'adoption des BPS dont, selon les prévisions, la mise en œuvre devrait prendre plusieurs années.</p>

#	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
69	Royaume-Uni	14.1	Page 72 (81)	En ce qui concerne les examens intégrés de la sûreté (EIS), le rapport mentionne « des EIS sont effectués dans le cadre des projets de redémarrage de réacteurs et de prolongement de leur durée de vie utile. » La CCSN pourrait elle, pour chaque réacteur en exploitation, fournir des détails sur les dates auxquelles un de ces événements déclencheurs a entraîné l'exécution d'un EIS? Étant donné cette exigence d'exécuter des EIS, quelle pourrait être la période la plus longue séparant deux EIS successifs pour chaque réacteur? Comment le processus d'EIS tient-il compte de la nécessité d'effectuer une comparaison avec des normes modernes, et d'une analyse pour vérifier si la mise à jour de la centrale permettant de la rendre conforme aux normes modernes est raisonnablement faisable?	<p>En juin 2006, Ontario Power Generation (OPG) a initié un examen intégré de la sûreté (EIS) des réacteurs de Pickering-B. Bruce Power a initié un EIS des tranches n° 1 et 2 de Bruce en 2005. À Gentilly-2, une « revue de sûreté », qu'Hydro-Québec juge l'équivalent d'un EIS, a été initiée en 2001. Énergie nucléaire Nouveau-Brunswick a initié un EIS de la centrale Point Lepreau en 2000. Un EIS est une application unique de la méthode des bilans périodiques de sûreté de l'AIEA effectuée en prévision de l'exploitation à long terme de l'installation.</p> <p>Il n'existe pas présentement une exigence de compléter des EIS à plusieurs reprises. Cependant, le processus actuel de délivrance de permis au Canada comporte des réévaluations fréquentes en appui aux renouvellements de permis, incluant la prise en compte des normes modernes. Ces réévaluations dans le cadre du renouvellement d'un permis pourraient couvrir certains ou tous les éléments d'un EIS.</p>
70	Inde	14.2	Page 128 (147), section A	En réponse au DG 95G01 : « Interaction entre le modérateur et le combustible en fusion », on a relevé que les titulaires de permis et l'organisme de réglementation ont pris plusieurs mesures pour respecter les critères de résolution. Veuillez élaborer sur les critères de résolution proposés par les titulaires du permis et tout autre critère supplémentaire spécifié par la CCSN.	Les critères de résolution du DG 95G01 « Interaction entre le modérateur et le combustible en fusion » sont décrits dans l'énoncé de position élaboré par le personnel de la Commission canadienne de sûreté nucléaire. Ceci comprend l'identification du mode prédominant d'interaction entre le modérateur et le combustible en fusion suite à la défaillance d'un canal de combustible lorsqu'à haute pression. On s'attend également à ce que les titulaires de permis se servent des résultats d'essais pour évaluer la marge de sûreté en cas de telles interactions et les dommages qui peuvent en résulter.
71	Inde	14.2	Page 74 (83), section 14	À Pickering A, des mises à niveau d'envergure ont été effectuées sur les tranches n° 1 et 4, dont un	Aux tranches n° 1 et 4 de la centrale Pickering-A, un système d'arrêt d'urgence amélioré (SAUE) a été ajouté au système d'arrêt d'urgence (SAU) A déjà en place. En autant que possible, on a rendu les SAUE et SAUA indépendants l'un

#	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
			(i) e	renforcement important de la capacité des systèmes d'arrêt et une amélioration du système de refroidissement d'urgence du cœur. Veuillez indiquer les modifications techniques effectuées pour renforcer la capacité des systèmes d'arrêt et apporter des améliorations au SRUC.	de l'autre. L'amélioration apportée consistait en un nouvel ensemble triple de détecteurs et de logiques de déclenchement renforcé par une nouvelle logique de vidange du modérateur. L'amélioration comprenait également l'addition de deux barres d'arrêt augmentant ainsi leur nombre total à 23. En outre, des modifications ont été apportées au système de refroidissement d'urgence du cœur (SRUC) afin de diminuer la fréquence prévue de dommages importants au cœur et d'effectuer des mises à niveau du système pour qu'il réponde aux exigences sismiques et à celles en matière de qualification environnementale et pour apporter d'autres améliorations au système.  Pour des renseignements additionnels et plus détaillés, veuillez voir l'annexe 7.
72	Inde	14.2	Page 72 (81), section 14 (i) c	Il a été signalé que le fluage diamétral des canaux de combustible était l'une des causes de la baisse de la puissance maximale des réacteurs à Point Lepreau et à d'autres centrales. Quels sont les valeurs et les taux de fluage diamétral observés à ce jour? Jusqu'à quel fluage diamétral peut-on exploiter les réacteurs sans en abaisser la puissance maximale?	Le fluage diamétral des tubes de force (TF) est seulement un des aspects du vieillissement du circuit caloporteur primaire qui a une incidence sur le refroidissement du combustible. Les autres paramètres dont il faut tenir compte incluent l'encrassement des générateurs de vapeur, l'abrasion des conduites du circuit caloporteur primaire, les pertes de débit, les variations de la baisse de pression dans le système, et les augmentations de la température aux collecteurs d'entrée du réacteur qui se produisent à la longue. Le degré de fluage diamétral permis avant d'avoir à abaisser la puissance maximale dépend d'un nombre de particularités de la conception, des hypothèses de conception et de l'état actuel de la centrale. Par conséquent, le moment où il faut abaisser la puissance maximale est spécifique à chacune des tranches et varie selon l'historique de l'exploitation et les conditions d'exploitation actuelles. La plage de la valeur du fluage diamétral observée jusqu'à maintenant varie également en fonction des matériaux utilisés pour fabriquer les tubes de force et les conditions auxquelles ces matériaux sont exposés, les paramètres ayant le plus d'importance étant la fluence des neutrons rapides et la température d'irradiation.  Dans le cas des réacteurs CANDU-6, il a été déterminé qu'une baisse de la puissance critique de canal doit être apportée lorsque le fluage des TF dépasse 2,1 %.
73	Inde	14.2	Page 8 (9), section Chapitre II D.3	À la centrale Pickering-A, on a signalé que les générateurs de vapeur des tranches n° 2 et 3 étaient en beaucoup plus mauvais état que ceux des tranches n° 1 et 4. A-t-on découvert les raisons de cette	L'état des générateurs de vapeur des tranches n° 2 et 3 à Pickering-A était un facteur important dans la prise de décisions de ne pas les redémarrer, mais pas le seul facteur.  Pour les générateurs de vapeur de la tranche n° 2, les attaques inter granulaires de la surface interne est la cause la plus probable du raccourcissement de leur durée

#	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
				situation?	<p>de vie. Une enquête des causes fondamentales a permis de conclure avec un haut niveau de confiance que l'événement initiateur a eu lieu pendant une opération de décontamination lors d'un arrêt. La tranche n° 1 a aussi été touchée de façon importante par des attaques inter granulaires qui auraient également été causées par la même manœuvre de décontamination lors d'un arrêt. On observe seulement un petit nombre d'attaques inter granulaires à la tranche n° 4. La détérioration due aux attaques inter granulaires à la tranche n° 2 est de beaucoup plus importante que celle aux tranches n° 1 et 4.</p> <p>À la tranche n° 3, seulement 5 des 12 générateurs de vapeur ont été inspectés et ceci a été effectué en se servant exclusivement de la sonde de base. Les résultats de ces inspections ont révélé que plusieurs tubes étaient fortement bosselés (déformés) dans chacun des cinq générateurs de vapeur et qu'un des générateurs de vapeur montre un grand nombre de marques sur la surface interne (possiblement dues à des attaques inter granulaires, mais ceci n'est pas confirmé). De plus, la gaine des tubes à l'entrée du générateur de vapeur n° 5 de la tranche n° 3 a subi des dommages importants dus à une pièce qui était desserrée. La tranche n° 1 montre certains points bosselés de façon importante et un nettoyage chimique du côté secondaire a été effectué afin d'atténuer le bosselage dans le futur. On n'observe presque pas de bosselage à la tranche n° 4. On ne sait pas si le bosselage s'est produit au cours de la fabrication initiale ou s'il varie d'une tranche à l'autre à cause de différences dans les conditions chimiques qui prévalaient pendant l'exploitation. Déterminé au prorata en se fondant sur les données provenant de l'inspection de cinq générateurs de vapeur, le bosselage à la tranche n° 3 est beaucoup plus important qu'à la tranche n° 1.</p>
74	Inde	14.2	Page 129 (149), section B	Il a été signalé que Bruce Power a apporté certaines améliorations aux centrales Bruce-A et Bruce-B pour réduire le risque lié à l'événement concevable de défaillance d'un tube de force avec perte subséquente de modérateur, et que Bruce Power planifie effectuer d'autres modifications à la conception durant la remise à neuf des centrales et le remplacement des canaux de combustible.	<p>Bruce Power a révisé ses procédures afin de permettre, pour l'événement en question, d'effectuer un appoint au circuit caloporteur primaire (CCP) d'une autre façon (injection par gravité à partir du réservoir d'arrosage en passant par le système de refroidissement d'urgence du cœur) et d'effectuer la recirculation du réfrigérant par un autre moyen (en se servant du système de récupération de l'eau lourde). Ceci a permis de réduire considérablement le risque lié à cet événement.</p> <p>Bruce Power a également révisé des procédures d'exploitation afin de permettre un refroidissement et une dépressurisation rapides du CCP lors de l'événement en question. Ceci réduit la probabilité de défaillances de tubes de calandre qui pourraient en découler, entraînant ainsi une petite baisse du risque lié à cet événement.</p>

#	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
				Quelles ont été les améliorations effectuées et quelles sont les autres modifications prévues par Bruce Power?	
75	Pakistan	14.2	Article 14(ii) d, page 78 (87)	La CCSN utilise cinq cotes pour évaluer les programmes des titulaires de permis et leur mise en œuvre dans neuf domaines de sûreté, chacun couvrant un ou plusieurs programmes utilisés par les titulaires de permis et la CCSN, pour évaluer la sûreté des centrales nucléaires au Canada. Un résumé des cotes de toutes les centrales nucléaires canadiennes pour les années 2003 à 2006, présenté au tableau G.3, indique que la cote « A » a été attribuée à tous les titulaires de permis canadiens pour le domaine de sûreté « préparation aux situations d'urgence ». Veuillez nous renseigner sur a) Quels facteurs contribuent à ce rendement? b) Comment le classement ou l'évaluation de la sûreté « globale » est-il effectué en fonction des neuf domaines de sûreté normalisés de la CCSN?	<p>(a) Les programmes « préparation aux situations d'urgence » sont mis à jour et affinés tout au long de la vie d'une centrale, au fur et à mesure que de nouvelles exigences sont identifiées ou en réponse à des conditions changeantes ou des lacunes observées. Indépendamment du fait que les programmes ont été améliorés au cours des années et qu'ils ont été mis à jour adéquatement, le personnel de la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) a observé que les exploitants de centrale nucléaire au Canada cherchent à améliorer de façon proactive et en continue leurs programmes « préparation aux situations d'urgence ». En ce moment au Canada, toutes les centrales nucléaires ont atteint un niveau de maturité et la cote « A » a été attribuée à leurs programmes « préparation aux situations d'urgence ».</p> <p>(b) Une cote de rendement est attribuée par le personnel de la CCSN à différents programmes et domaines de sûreté (pour plus de renseignements, voir l'annexe 4).</p>
76	Fédération de Russie	14.2	Plans de gestion du vieillissement.	Disposez-vous de preuves de l'ampleur et de la périodicité des inspections des matériaux et de la structure des réacteurs tenant compte des taux de vieillissement et de la fiabilité des données des inspections?	<p>Il est pratique courante que les méthodes relatives à l'aptitude fonctionnelle de l'équipement, sanctionnées par l'organisme de réglementation au Canada, nécessitent de prévoir, pour une période hypothétique d'exploitation, la détérioration des matériaux, structures et composantes des réacteurs en termes suivants :</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>la portée des inspections prévues à l'avance, incluant les dispositions permettant l'élargissement de la portée en fonction des observations possibles et de façon à ce qu'il soit spécifique au mécanisme de détérioration soulevant des inquiétudes,</li> <li>le taux de détérioration au cours de la prochaine période d'exploitation,</li> <li>les propriétés pertinentes des matériaux qui expliquent les changements</li> </ol>



#	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
					<p>de ces propriétés, et</p> <p>d. la fiabilité des techniques d'inspection utilisées pour déterminer l'état des systèmes/composantes au moment des inspections.</p> <p>En plus et lorsque pertinent, toutes ces données sont réparties au prorata à la fin de la période d'exploitation et les résultats de cette analyse sont comparés à des critères pertinents d'acceptation dérivés de facteurs de sûreté provenant des normes et codes pertinents. Si ces critères d'acceptation ne sont pas satisfaits, la durée de la période hypothétique d'exploitation est réduite et l'exercice relatif à l'aptitude fonctionnelle de l'équipement est répété de manière itérative afin de déterminer une période d'exploitation qui permet de satisfaire aux critères d'acceptation. La période d'exploitation finale est déterminée par le système ou la composante le plus limitatif identifié au cours de la campagne spécifique d'inspection et d'entretien.</p>
77	Suisse	14.2	Pages 78, 137, 143 (87, 159, 163)	Qui est responsable des cotes apparaissant au tableau G3? Comment ces cotes sont-elles attribuées? La cote la plus basse dans un domaine de sûreté donné au cours de l'année détermine-t-elle la cote apparaissant au tableau G3, ou la cote dans le tableau G3 constitue-t-elle une moyenne (pondérée) de toutes les cotes de l'année? Existe-t-il un algorithme pour déterminer les cotes du tableau G3?	<p>Les cotes de rendement attribuées aux programmes et aux domaines de sûreté découlent d'un processus par lequel des spécialistes et/ou des inspecteurs évaluent, pour chacun des domaines de sûreté et programmes, un nombre d'éléments d'examen et présentent leurs observations aux directeurs responsables des différents programmes à des fins de discussion et d'approbation. Les grandes lignes du processus sont décrites dans un document interne donnant des instructions de travail. Pour le moment, aucun algorithme n'a été prescrit pour faire l'intégration des éléments d'examen, comme faire une moyenne ou une moyenne pondérée ou se servir de la cote la plus basse. Au lieu de cela, les évaluateurs essaient de porter un jugement équilibré fondé sur leurs observations et en fonction du rendement du titulaire de permis à atteindre les objectifs de rendement qui ont été formulés pour chacun des domaines de sûreté et programmes.</p> <p>Une cote de rendement est attribuée à différents programmes et domaines de sûreté en fonction des attentes du personnel de la Commission canadienne de sûreté nucléaire (pour plus de renseignements, voir l'annexe 4).</p>
<b>ARTICLE 15 : RADIOPROTECTION ET SURVEILLANCE ENVIRONNEMENTALE</b>					
78	France	15	P. 170 (192), annexe 15.d	Le Canada pourrait-il donner des renseignements sur les LOD (limites opérationnelles dérivées) : en particulier, pourquoi les LOD	Le <i>Règlement sur la radioprotection</i> au Canada impose une limite de dose efficace de 1 mSv par année pour les membres du public et exige que tous les titulaires de permis produisant des rejets radioactifs importants calculent des limites supérieures des rejets, appelées limites opérationnelles dérivées (LOD).

#	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
				<p>diffèrent-elles entre les centrales? Le Canada pourrait-il expliquer pourquoi les LOD de Gentilly-2 sont basées sur 5 mSv? Le Canada pourrait-il préciser pourquoi on ne tient pas compte de l'iode pour les rejets dans les effluents liquides?</p>	<p>Le calcul des LOD est fondé sur la méthode décrite dans la version de 1987 du document N288.1 de l'Association canadienne de normalisation (CSA) et d'autres développements en matière de radioprotection dont les facteurs de conversion des doses du CIRP. Les LOD sont spécifiques à chaque installation; leurs valeurs varient et dépendent de plusieurs facteurs (hypothèses, les caractéristiques du groupe critique, les données spécifiques au site, etc.) Le niveau de difficulté du calcul des LOD peut varier de simple à très complexe. Bien qu'une LOD d'une installation puisse être plus élevée que celle d'une autre de conception similaire (à cause, par exemple, de différents milieux environnants), il est important de noter que ceci ne signifie pas que le titulaire de permis ayant une LOD plus élevée rejeterait à l'environnement une quantité plus grande d'un contaminant que d'autres titulaires de permis. Le régime réglementaire de la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) est fondé sur le principe ALARA « au niveau le plus faible qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre » qui tend de façon systématique à réduire les rejets aux niveaux les plus faibles qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre.</p> <p>Le document donnant les LOD à Gentilly-2 a été produit en 1990, avant que la plus récente limite de dose de 1 mSv par année pour le public ne soit entrée en vigueur en 2000. Une révision de ce document de Gentilly-2 est actuellement en cours afin de tenir compte de la limite de dose de 1 mSv par année pour le public et il est prévu qu'une version à jour sera disponible très bientôt. De plus, les données provenant de la surveillance des effluents gazeux et liquides à l'environnement montrent que les rejets continuent d'être inférieurs à 1% des LOD.</p> <p>Une LOD pour l'iode fait partie de la liste des LOD pour les rejets liquides. La surveillance radiologique de l'environnement couvre les rejets liquides en prenant des échantillons de différentes sources (par exemple, des précipitations, de l'eau de surface, des eaux souterraines et de l'eau potable). Des mesures ou analyses en laboratoire de tous les radionucléides, incluant l'iode, sont effectuées. Toutefois, les résultats obtenus dans le cas de l'iode sont en deçà des limites de détection et, par conséquent, ils n'apparaissent pas dans les rapports soumis par les titulaires de permis.</p>
79	France	15	p. 79 (89), §15.b	Le texte décrit trois stratégies pour minimiser les doses aux travailleurs.	Les trois stratégies (les permis d'exposition, la réduction de la quantité de tritium dans l'air et le programme de réduction des termes sources) continuent d'être

#	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
				<p>Le Canada pourrait-il préciser les résultats obtenus en termes de dose (en mSv)?</p> <p>Le Canada pourrait-il préciser quelles sont les différentes zones contrôlées et quelles en sont les caractéristiques?</p>	<p>appliquées aux installations des titulaires de permis. Il n'est pas facile d'obtenir des informations quantitatives permettant de déterminer leurs bénéfices en termes de réduction des doses. Cependant, étant un élément du programme ALARA de chacun des titulaires de permis, ces derniers fournissent des preuves que ces stratégies sont mises en œuvre comme un moyen de diminuer les doses aux travailleurs. Dans plusieurs cas, les titulaires de permis et la CCSN ont observé, lors de certains travaux spécifiques, des tendances à la baisse des doses reçues qui pouvaient être attribuées aux initiatives visant à diminuer les doses.</p> <p>On peut observer au tableau intitulé « Sommaire des doses reçues au travail de 2001 à 2005 » de l'annexe 15c du quatrième rapport national du Canada que les doses à chacun des sites sont demeurées stables ou ont augmenté de 2001 à 2005, et au tableau « Doses collectives aux centrales nucléaires canadiennes » que la dose collective a augmenté au cours des dernières années. Cette augmentation est attribuable au vieillissement des centrales nucléaires au Canada et à l'accroissement du nombre d'arrêts à des fins d'entretien et de remises à neuf que cela entraîne. L'augmentation de la dose est également attribuable aux inspections des tuyaux d'alimentation.</p> <p>Les zones contrôlées en usage aux centrales nucléaires font partie d'un système de classement des différents secteurs selon la possibilité d'y trouver de la contamination.</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• Zone 1 - un secteur propre qui ne constitue pas une zone radiologique et qui pourrait passer pour l'équivalent d'une zone d'accès public normale.</li> <li>• Zone 2 - une zone radiologique qui ne contient normalement pas de contamination mais qui, même si rarement, est susceptible d'être contaminée dû à des déplacements de personnes et de pièces d'équipement provenant de secteurs contaminés.</li> <li>• Zone 3 - une zone radiologique où se trouvent des systèmes et de l'équipement pouvant être une source de contamination.</li> <li>• Secteur non zoné – un endroit à l'extérieur, un édifice ou une structure situé à l'intérieur de la zone protégée mais qui n'a pas été expressément zoné d'autre façon.</li> </ul>
80	République de Corée	15	Annexe 15c	(article 15, annexe 15c) Au sujet de l'annexe 15c : Les doses reçues par le personnel des centrales nucléaires au Canada, il est mentionné	Les règlements de la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) ne contiennent pas une exigence spécifique relative aux actions correctives que devraient prendre les titulaires de permis lorsque la dose à un travailleur dépasse 20 mSv par année.

#	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
				<p>que le <i>Règlement sur la radioprotection</i> de la CCSN reflète le règlement n ° 60 de la CIPR, et les travailleurs des centrales nucléaires canadiennes ne doivent pas recevoir une dose supérieure à 50 mSv au cours d'une année quelconque, et 100 mSv au cours d'une période de cinq ans. La norme RS-G-1.1 de l'AIEA recommande que, lorsque la dose reçue par un travailleur dépasse 20 mSv par an, la direction devrait prendre les mesures correctives nécessaires.</p> <p>- Il existe dans le tableau de l'annexe 15c deux données sur Bruce-A et Bruce-B et une sur Gentilly-2 où les doses dépassent 20 mSv. Avez-vous pris des mesures correctives? Dans l'affirmative, veuillez les décrire.</p>	<p>Cependant, toutes les centrales nucléaires ont établi des seuils d'intervention et, lorsque ceux-ci sont dépassés, ils doivent soumettre un rapport à la CCSN conformément à l'alinéa 6 du <i>Règlement sur la radioprotection</i> de la CCSN. Dans cet alinéa, on peut lire « ... "seuil d'intervention" s'entend d'une dose de rayonnement déterminée ou de tout autre paramètre qui, lorsqu'il est atteint, peut dénoter une perte de contrôle d'une partie du programme de radioprotection du titulaire de permis et rend nécessaire la prise de mesures particulières. Le titulaire de permis qui apprend qu'un seuil d'intervention mentionné dans le permis pour l'application du présent paragraphe a été atteint :</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>fait enquête pour en établir la cause;</li> <li>dégage et prend des mesures pour rétablir l'efficacité du programme de radioprotection; et</li> <li>avise la Commission dans le délai prévu au permis. »</li> </ol> <p>Les seuils d'intervention établis par les centrales nucléaires sont spécifiques à chaque site, ont été examinés et acceptés par la CCSN et sont mentionnés dans leur permis.</p> <p>Lorsque le <i>Règlement sur la radioprotection</i> est entré en vigueur en 2000, les titulaires de permis devenaient, aux termes de la loi, obligés de se conformer à l'exigence relative aux seuils d'intervention au moment de présenter une demande pour un nouveau permis, pour renouveler un permis, ou pour apporter une modification de nature importante à un permis. Dans le cas de Bruce Power, ce processus a débuté en janvier 2002 et l'exigence relative aux seuils d'intervention a été ajoutée à leur permis en 2004.</p> <p>Selon l'information apparaissant au Fichier dosimétrique national, la dose individuelle maximale reçue à Gentilly-2 en 2003 est 19,20 mSv. La différence entre cette dose et celle de 23,27 mSv indiquée dans le quatrième rapport national peut probablement être expliquée par un changement à une dose ayant été reçue en 2003 mais qui a seulement été consignée plus tard. Puisque le seuil d'intervention de Gentilly-2 n'a pas été dépassé, aucune mesure d'application de la réglementation n'était requise de la part d'Hydro-Québec.</p>
81	Pays-Bas	15	Annexe 15d	Pour quelle raison les LOD de Gentilly-2 sont-elles différentes des autres LOD (basées sur 5 mSv au lieu	Gentilly-2, comme les autres installations nucléaires au Canada, devrait avoir des limites opérationnelles dérivées (LOD) établies en se fondant sur la limite de 1 mSv par année. Dans le cas de Gentilly-2, le titulaire de permis n'a pas encore

#	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
				de 1 mSv)?	<p>complété le processus de révision des documents de permis afin de refléter la nouvelle limite. Cependant, le titulaire de permis doit se conformer et se conforme à la limite de 1 mSv par année définie dans le <i>Règlement sur la radioprotection</i> de la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN). De plus, les titulaires doivent maintenir les doses au niveau le plus faible qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre (ALARA) et celles-ci sont normalement une petite fraction de la limite de 1mSv par année, incluant dans le cas de Gentilly-2. Des seuils d'intervention ont également été établis afin de s'assurer que des mesures sont prises pour éliminer toute condition anormale bien avant qu'une dose ne puisse approcher la limite ou la dépasser. Par conséquent, bien que les LOD n'aient pas été mises à jour en temps opportun à Gentilly-2 (et ceci est en voie d'être corrigé), la CCSN juge que les installations sont exploitées et réglementées de manière satisfaisante, permettant ainsi de protéger la santé et l'environnement et d'être pleinement compatibles avec d'autres installations similaires et les recommandations de la Commission internationale de protection radiologique.</p> <p>Pour plus de renseignements sur ALARA, les limites de dose et les seuils d'intervention, veuillez voir l'annexe 8.</p>
82	Pays-Bas	15	Annexe 15c	Pour quelle raison les doses maximales reçues par des individus sont-elles relativement élevées par rapport à celles d'autres pays? Au Canada, le maximum est dans presque tous les cas bien supérieur à 10 mSv, alors que dans certains pays, il existe une limite de dose d'environ 10 mSv.	<p>Le Canada fait face au problème du vieillissement de l'ensemble des réacteurs. Afin qu'ils soient maintenus dans un état d'exploitation sûr et efficace, des travaux d'entretien sont nécessaires pour plusieurs raisons dont des redémarrages de réacteurs, des périodes d'entretien prolongées, des arrêts à des fins de remise à neuf ainsi que des inspections et remplacements de tuyaux d'alimentation. Toutes ces activités comprennent des travaux occasionnant des doses importantes, entraînant ainsi une augmentation de la dose collective reçue.</p> <p>Au Canada, les limites de dose réglementaires des travailleurs sont 50 mSv par année et 100 mSv par période de cinq ans. Les titulaires de permis doivent également maintenir le niveau d'exposition le plus faible qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre (ALARA), en tenant compte des facteurs sociaux et économiques. De plus, toutes les centrales nucléaires ont incorporé des seuils d'intervention aux exigences de leur permis, ceux-ci servant à signaler une perte possible de contrôle de leur programme de radioprotection et à déclencher l'application de mesures particulières si l'un d'eux devait être dépassé.</p>

#	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
					Pour plus de renseignements sur ALARA, les limites de dose et les seuils d'intervention, veuillez voir l'annexe 8.
83	Pays-Bas	15	p.80 (90)	Les centrales nucléaires canadiennes utilisent-elles le concept des limites de dose pour certains travaux?	<p>Les limites de doses ne constituent pas une exigence aux termes du <i>Règlement sur la radioprotection</i> de la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN). Pour les travaux planifiés ou émergents, les doses prévues sont évaluées afin de s'assurer qu'elles sont conformes au principe « au niveau le plus faible qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre » (ALARA) et elles sont entrées aux permis d'exposition. Pour chacun des travaux, une dose prévue ou une dose cible est fixée à la suite de discussions avant d'effectuer le travail. Ces cibles ou prévisions sont fondées sur les données historiques, les initiatives visant à diminuer les doses et l'information provenant des contrôles radiologiques en cours. Le titulaire de permis s'efforce de compléter chaque travail de sorte que la dose collective finale soit égale ou inférieure à la cible fixée. De plus, toutes les centrales nucléaires ont incorporé des seuils d'intervention aux exigences de leur permis, ceux-ci servant à signaler une perte possible de contrôle de leur programme de radioprotection et à déclencher l'application de mesures particulières si l'un d'eux devait être dépassé.</p> <p>Pour plus de renseignements sur ALARA, les limites de dose et les seuils d'intervention, veuillez voir l'annexe 8.</p>
84	Pays-Bas	15	p.79 (89)	Les centrales nucléaires utilisent-elles la notion de coût par unité de dose collective (en dollars/mSv) lorsqu'elles décident des mesures ALARA (Niveau le plus faible qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre, en tenant compte des facteurs sociaux et économiques) à prendre ou non? Le gouvernement du Canada recommande-t-il des valeurs pour ce coût?	<p>Présentement, la Commission canadienne de sûreté nucléaire ne recommande pas une valeur spécifique en dollars à donner à une unité de dose collective épargnée; ceci est laissé à la discrétion des titulaires de permis.</p> <p>Certaines centrales nucléaires utilisent la notion de coût par unité de dose collective (dollars par mSv) pour décider quelles mesures prendre afin de tenir compte du principe « au niveau le plus faible qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre » (ALARA). Par exemple, Ontario Power Generation stipule dans son document N-STD-RA-0018 que, pour l'évaluation des options coût-bénéfices visant la réduction des doses, la direction des installations et les comités ALARA devraient tenir compte d'une valeur de 25 000 \$ par personne rem (approximativement 2,5 M \$ par personne Sievert) épargnée. Dans son document IR-03400-04 décrivant son plan ALARA quinquennal de réduction des doses, Énergie nucléaire Nouveau-Brunswick avance une valeur de 4 000 \$ par mSv. Bien que Bruce Power reconnaisse qu'un coût est associé aux doses, elle n'a pas encore assigné une valeur monétaire particulière étant donné que le coût peut varier selon les circonstances.</p>

#	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
85	Pakistan	15	Article 15.c Page 85 (90)	Les données fournies par le Fichier dosimétrique national du Canada dans le tableau de l'annexe 15 c présentent la dose moyenne, la dose collective et la dose maximale reçues par les travailleurs dans les centrales nucléaires canadiennes pour les années 2001 à 2005. Ces données comprennent-elles les doses auxquelles sont exposés les employés des entrepreneurs? Sinon, comment tient-on compte de l'exposition des travailleurs occasionnels ou du personnel des entrepreneurs?	Les doses au Fichier dosimétrique national (c'est-à-dire les valeurs apparaissant au tableau de l'annexe 15 c) couvrent tous les travailleurs faisant l'objet d'un suivi dans le cadre d'un programmes de dosimétrie d'une installation. Les doses rapportées sont celles reçues lors de travaux à l'installation, incluant les doses reçues par les employés d'entrepreneur. Ces données ne comprennent pas les doses reçues par les employés d'entrepreneur qui auraient effectué des travaux à une autre installation au cours de la même période.
86	Suisse	15	Page 80 (90)	Permis d'exposition. Sur quelles bases les responsables de l'application du principe ALARA émettent-ils des permis d'exposition? Utilisent-ils des listes de contrôle pour approuver la planification en matière de radioprotection?	Les doses prévues pour les différents travaux sont évaluées afin de s'assurer qu'elles sont conformes au principe « au niveau le plus faible qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre (ALARA) et elles sont entrées aux permis d'exposition. Des listes de contrôle ne sont pas utilisées. Cependant, on tient compte de l'expérience d'exploitation lors de la planification des travaux et les questions de radioprotection font l'objet de discussions avant que ceux-ci soient effectués.  Pour plus de renseignements sur ALARA, les limites de dose et les seuils d'intervention, veuillez voir l'annexe 8.
87	Suisse	15	Page 80 (90)	Réduction de la qualité de tritium dans l'air. Quelles sont les mesures envisagées pour réduire l'absorption du tritium? À partir de quelle concentration de tritium les centrales nucléaires prennent-elles des mesures?	Des mesures directes et indirectes sont prises afin de réduire l'incorporation de tritium. Les mesures directes comprennent des installations servant à réduire la quantité de tritium, des programmes de prévention des fuites ainsi que des systèmes de ventilation et des sécheurs. Les mesures indirectes incluent la formation des travailleurs sur les risques du tritium et l'usage d'équipements de protection personnelle (EPP). De plus, pendant la planification des travaux, on s'efforce de prévenir les expositions, de minimiser leur durée et de choisir les EPP appropriés afin de maintenir les doses au niveau le plus faible qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre, en tenant compte des facteurs sociaux et économiques (ALARA).  Chaque centrale nucléaire a établi différents niveaux d'exposition ou paramètres nécessitant l'usage d'équipements de protection. Par exemple, un masque filtrant

#	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
					<p>ou isolant doit être porté lorsque la concentration en tritium est très basse, alors qu'un habit ventilé doit être porté pour des concentrations plus élevées de tritium. Ces niveaux sont stipulés dans le programme de radioprotection du titulaire de permis.</p> <p>Pour plus de renseignements sur ALARA, les limites de dose et les seuils d'intervention, veuillez voir l'annexe 8.</p>
88	Suisse	15	Page 80 (90)	<p>Programme de réduction des termes sources.</p> <p>Les objectifs à l'égard des doses de rayonnement doivent-ils être signalés à l'avance à la CCSN? Quelles mesures seront prises si ces objectifs ne sont pas atteints?</p>	<p>La Commission canadienne de sûreté nucléaire n'exige pas que les titulaires de permis soumettent à l'avance des objectifs à l'égard des doses de rayonnement. De tels renseignements sont souvent fournis lors de réunions de mise à jour sur les programmes de radioprotection des titulaires de permis ou ils sont vérifiés lors d'inspection de ces programmes. Aucune action ne serait prise de la part de l'organisme de réglementation si un des objectifs à l'égard des doses n'étaient pas atteints. Cependant, suite aux travaux et conformément à une partie de son programme ALARA « au niveau le plus faible qui soit raisonnablement possible d'atteindre », le titulaire de permis ferait un examen fondé sur le principe ALARA afin de déterminer la valeur des doses reçues, pourquoi les objectifs n'ont pas été atteints et quels aspects de son programme pourraient possiblement être améliorés.</p> <p>Pour plus de renseignements sur ALARA, les limites de dose et les seuils d'intervention, veuillez voir l'annexe 8.</p>
<b>ARTICLE 16 : PRÉPARATION AUX SITUATIONS D'URGENCE</b>					
2A	Pakistan	16.1	Section 16, page 83 (93)	<p>Veuillez fournir des renseignements additionnels sur la classification des situations d'urgence.</p>	<p>Le chef de quart détermine s'il est nécessaire d'activer l'organisme d'intervention en cas d'urgence sur le site, incluant d'effectuer les notifications hors site, de fournir des mises à jour de la situation et de confirmer tout rejet radioactif en se servant du système de classement défini dans le plan des mesures d'urgence de la province.</p> <p>Le système de classement des cas d'urgence a été mis sur pied afin de pouvoir faire rapidement connaître la gravité de l'accident qui est au départ fondé sur l'état des installations. Le chef de quart est responsable du classement des événements anormaux et sa décision est réévaluée lorsque des changements importants de l'état de la centrale et des conditions radiologiques se produisent.</p> <p>Selon la centrale nucléaire, le classement de cas d'urgence hypothétiques peut</p>



#	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
					<p>varier. Globalement, cependant, trois niveaux sont utilisés – alerte, urgence sur le site, urgence générale.</p> <p>Les <b>alertes</b> comprennent les événements mettant en cause un risque local qui peut être confiné et contrôlé par l'équipe d'intervention en cas d'urgence du site. Ce niveau inclurait les événements qui justifieraient un degré de préparation plus élevé ou une évaluation.</p> <p>Une <b>urgence sur le site</b> pourrait être occasionnée par un événement entraînant une baisse importante du niveau de protection dont jouit le personnel de la centrale et une augmentation du risque au public nécessitant un niveau de préparation plus élevé de la part des autorités hors site.</p> <p>Une <b>urgence générale</b> serait occasionnée par un événement entraînant des rejets radioactifs actuels ou potentiels importants qui pourraient exiger la mise en œuvre immédiate de mesures de protection du public à proximité de la centrale et de contrôle des doses aux personnes sur le site. Ceci pourrait inclure des dommages au cœur actuels ou potentiels ou des relevés de doses hors site nécessitant la mise en œuvre immédiate de mesures de protection.</p>
89	France	16.1	p. 83 (93)	Bien que le rapport soit très exhaustif, le contenu de ce chapitre ne donne pas une idée claire des moyens d'intervention disponibles en cas d'accident grave et des mesures qui seraient mises en œuvre dans de tels cas. Le Canada pourrait-il élaborer sur ces aspects dans sa présentation à la réunion d'examen?	Des mesures de mise en œuvre des lignes directrices sur la gestion des accidents graves et un exemple de telles mesures de mise en œuvre à la centrale nucléaire de Point Lepreau sont décrits en détails à l'annexe 9.
90	Luxembourg	16.1	Page 84 (94), resp. 179-182 (201-205)	Les provinces et les territoires du Canada sont responsables de la planification des mesures à prendre en cas d'urgence hors site. En supposant que des approches légèrement différentes sont adoptées par chaque province, le Luxembourg aimerait connaître les différences entre les provinces sur les plans de la zone	Au Canada, des centrales nucléaires sont présentes dans trois provinces: l'Ontario, le Québec et le Nouveau-Brunswick. Ces provinces sont responsables d'établir et d'adopter des zones d'application de leur plan des mesures d'urgence qui répondent à leurs besoins en tenant compte de facteurs comme le nombre de centrales et leurs capacités de même que les différents groupes de la population vivant à proximité de la centrale. Habituellement, le titulaire de permis, l'organisme provincial responsable de la gestion des situations d'urgence et la Commission canadienne de sûreté nucléaire règlent les détails à ce sujet ensemble, se fondant sur le scénario représentant la pire éventualité. Par

#	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
				radiale entourant les centrales nucléaires, des seuils d'intervention concernant les contre-mesures et des dispositions prises liées au traitement préventif pour l'iode. De quelle manière cela influe-t-il sur une situation d'urgence?	<p>exemple, les centrales nucléaires en Ontario ont adopté une zone primaire de 10 km et une zone secondaire de 50 km. Au Québec, la zone primaire est de 8km et la zone secondaire de 70 km. Au Nouveau-Brunswick, la zone primaire est de 20 km tandis que la zone secondaire s'étend autant que nécessaire pour s'adapter à l'emplacement géographique de la centrale nucléaire. Se fondant sur les risques radiologiques et les ressources disponibles, les provinces et les territoires ont adopté des mesures de protection d'importance différente.</p> <p>Les risques radiologiques et les différents niveaux d'importance des mesures de protection adoptées pour la planification des mesures de protection en cas d'urgence hors site sont décrits à l'annexe 10.</p>
91	Pakistan	16.1	Article 16.1, page 85 (95)	Il est décrit que 19 ministères et organismes fédéraux prennent part au PFUN. Selon la loi canadienne, quelles sont les principales responsabilités de la CCSN dans un cas d'urgence hors site et son rôle dans la mise en œuvre du Plan fédéral en cas d'urgence nucléaire (PFUN)? De plus, en cas d'urgence sur un site, quelles sont les fonctions de la CCSN dans la mise en œuvre du plan d'urgence du titulaire de permis?	<p>Santé Canada est responsable du Plan fédéral en cas d'urgence nucléaire (PFUN). Dans le cadre de ce plan, la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) joue un rôle de soutien et est responsable de remplir certains devoirs particuliers. Par exemple, la CCSN fournit au Centre des mesures d'urgence du PFUN des personnes pouvant apporter leur aide sur les plans technique, des communications, de la coordination et de la direction lors de situations d'urgence. Certaines des fonctions qu'elles doivent remplir incluent fournir des conseils en matière de radioprotection, effectuer la coordination concernant l'échelle internationale des événements nucléaires, évaluer la dispersion des substances radiologiques et effectuer la coordination avec le titulaire de permis et d'autres autorités gouvernementales. Un autre volet important est la couverture médiatique afin de s'assurer que les bulletins d'information et les communiqués distribués au public par les autorités provinciales et fédérales ne sont pas en désaccord.</p> <p>Lors d'une situation d'urgence sur le site, les inspecteurs de la CCSN ont un rôle à jouer en matière de communication, d'évaluation, de soutien et de conseil et ils sont en communication avec l'administration centrale de la CCSN par des lignes dédiées en cas d'urgence et par courrier électronique. Ils se joignent à l'équipe de gestion du titulaire de permis à son centre de gestion des situations d'urgence et effectuent les activités suivantes :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• faire le suivi de la situation et des actions du titulaire de permis,</li> <li>• évaluer, avec l'aide des ressources de l'administration centrale, la pertinence des actions prises par le titulaire de permis,</li> <li>• s'assurer que les renseignements nécessaires au sujet de l'incident et des actions prises par le titulaire de permis pour rétablir la situation sont</li> </ul>

#	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
					<p>communiqués à l'administration centrale de la CCSN,</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• s'assurer que le titulaire de permis tient compte des questions soulevées par la CCSN,</li> <li>• recommander des actions additionnelles de la part de la CCSN,</li> <li>• s'assurer que tout commentaire ou toute question provenant d'autres départements du gouvernement ou du titulaire de permis ou toute demande d'aide ou de conseil, est transmis aux niveaux appropriés de la direction,</li> <li>• demander que des actions soient prises et, au besoin, donner des ordres, et</li> <li>• en général, s'assurer que le titulaire de permis se conforme aux exigences réglementaires (par exemple, aux dispositions de la <i>Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires</i>, des règlements connexes et des conditions de leur permis).</li> </ul> <p>Conformément à une condition des permis, des exercices d'intervention en cas d'urgence ont lieu à chacun des sites et la CCNS en fait le suivi et y participe régulièrement. Il est aussi possible qu'on demande aux inspecteurs de la CCSN qui résident au site de se rendre au Centre des opérations provincial.</p>
92	Ukraine	16.1	Annexe 16.1 b, page 174 (196)	Comment la CCSN interagit-elle avec les centrales nucléaires à Bruce, les centres d'urgence de la région municipale de Kincardine et de l'Ontario pour la diffusion concertée de l'information aux médias et au public à l'échelle nationale?	Des membres du personnel de la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) résident au site de Bruce et, une fois que le Centre de gestion des situations d'urgence du titulaire de permis, situé sur le site, est activé, ils se rassemblent à cet endroit. Leurs observations sont communiquées à l'administration centrale de la CCSN à Ottawa. La CCSN enverra également un représentant à Kincardine qui agira comme porte-parole auprès des médias et du public, répondant à des questions et aidant le titulaire de permis et les autorités provinciales (municipales) à formuler leurs réponses. En plus d'envoyer un représentant à Kincardine, la CCSN enverra des membres de son personnel au Centre des mesures d'urgence provincial à Toronto afin de s'assurer que les mesures prises par l'exploitant sont bien comprises et de fournir des conseils à des organismes et parties intéressées clés, incluant les médias.
<b>ARTICLE 17 : CHOIX DE L'EMPLACEMENT</b>					
3A	Pakistan	17.1	Section 17, page 90 (102)	Veuillez indiquer pour les différents sites quelle est la force maximale du tremblement de terre pour lequel il faut pouvoir effectuer un arrêt de	L'approche suivie au Canada fait référence au concept de « tremblement de terre de dimensionnement » (TTD), l'équivalent du tremblement de terre pour lequel il faut pouvoir effectuer un arrêt de manière sûre, dont la probabilité n'excède pas une fois par 1 000 ans.

#	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
				manière sûre tel que déterminé à l'aide du HAD 102/02.	<p>Dû à l'absence de normes sismiques pour les centrales nucléaires au moment où elles ont été construites, les premières centrales CANDU (Pickering-A et Bruce-A) ont été construites en conformité aux exigences du Code national du bâtiment du Canada. De plus, la méthode d'analyse statique a été utilisée pour leur conception. Plus tard, elles ont été réévaluées et rénovées en se fondant sur des valeurs de tremblement de terre de référence de 0,235 g dans le cas de Pickering-A et de 0,15 g dans le cas de Bruce-A.</p> <p>Par la suite, les centrales nucléaires CANDU se sont conformées aux exigences dans la collection de normes N289 de l'Association canadienne de normalisation (CSA). Les valeurs de TTD suivantes sont utilisées : 0,05 g pour Pickering-B et Bruce-B, 0,08 g pour Darlington, 0,2 g pour Point Lepreau et 0,5 g pour Gentilly-2.</p>
93	Slovénie	17.1	Art. 17(ii) b, p.92 (103)	Découverte de nouvelles lignes de failles ayant une incidence sur la sismicité du site. Que se passerait-il si l'on en découvrait?	La probabilité qu'une telle ligne de faille soit sismogénique pourrait être déterminée à l'aide d'outils divers. Si cette probabilité n'était pas nulle, il serait alors convenu que la faille constitue un facteur contributif et elle serait ajoutée au modèle actuel du risque. Ensuite, afin de recalculer le risque sismique, plusieurs caractéristiques de la faille devraient être déterminées et évaluées comme l'intervalle de temps entre les tremblements de terre se produisant à cette faille et l'ampleur du glissement. Selon la contribution relative de la faille comparée à d'autres facteurs dont on avait déjà tenu compte, l'addition de la faille au modèle pourrait ou ne pourrait pas changer de façon appréciable du risque prévu. Il est probable que, même dans les endroits les mieux cartographiés, les failles actives n'ont pas toutes été répertoriées. La meilleure protection contre une augmentation soudaine du risque sismique prévu est un modèle de prévision du risque sismique fondé sur une recherche rigoureuse et combiné à une analyse d'incertitude réaliste. Si l'évaluation du risque sismique n'a pas été effectuée de manière rigoureuse, il est possible que la découverte de nouvelles lignes de faille entraîne une augmentation de l'importance du risque prévue.
94	Slovénie	17.1	Art. 17 (ii) b, p. 92 (103)	Au chapitre des modifications aux installations avoisinantes dues à l'activité humaine tels qu'une nouvelle raffinerie de pétrole, un couloir ferroviaire, une trajectoire de vol d'un aéroport ou une usine de produits chimiques, existent-ils des	Il n'existe pas de lignes directrices en matière de planification de l'utilisation des terres qui exigent explicitement de tenir compte des effets sur une centrale nucléaire dus à modifications apportées aux installations dans la région avoisinante. Dans le cas où un tel projet d'installation pourrait possiblement avoir un impact sur l'analyse de sûreté d'une centrale nucléaire actuelle, le propriétaire/exploitant de la centrale nucléaire est alors obligé, conformément à la <i>Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires</i> , d'effectuer une revue de

#	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
				approbations devant être obtenues préalablement à la construction d'une installation qui aurait un impact éventuel sur une centrale nucléaire?	l'analyse de sûreté de la centrale et d'informer la Commission canadienne de sûreté nucléaire de toute modification pouvant avoir une incidence sur la sûreté de l'exploitation de la centrale pour laquelle il détient un permis.
95	Suisse	Article 17.3	Page 92 (104)	La vérification périodique de la conformité continue d'une centrale nucléaire comprend-elle également une réévaluation des risques sismiques particuliers au site et, si c'est le cas, une étude probabiliste du risque sismique fait-elle partie de la réévaluation?	À chacune des centrales nucléaires, le suivi du risque sismique spécifique au site est effectué à l'aide d'instruments sismiques sous contrôle fédéral (Commission géologique du Canada), provincial et du site. Une surveillance continue et les données scientifiques récentes n'ont pas justifié des changements aux valeurs originales des tremblements de terre de dimensionnement spécifiques aux sites. L'analyse sismique des systèmes, structures et composantes (SSC) est réévaluée seulement lorsque des modifications sont apportées à des SSC qualifiées sismiquement, ou en réponse à des résultats de la recherche ou d'analyses, ou à l'expérience d'exploitation. Par exemple, la méthode d'évaluation de la probabilité du risque sismique a été utilisée pour l'élaboration et l'acceptation du tremblement de terre de référence qui a servi à l'évaluation des marges du risque sismique à Pickering-A. Le risque sismique spécifique au site de cette centrale n'avait pas été déterminé au moment de sa conception et de sa construction.
<b>ARTICLE 18 : CONCEPTION ET CONSTRUCTION</b>					
96	France	18.1		Le Canada pourrait-il décrire les moyens qu'utilise le concepteur des centrales CANDU pour tirer des leçons des rétroactions provenant de l'expérience d'exploitation de réacteurs dans des pays étrangers (principalement en Inde et en Corée), à part le système de notification des incidents?	Le Groupe des propriétaires de CANDU (COG) a mis en place un programme d'échange d'information afin de favoriser, partout dans le monde, l'excellence du rendement des centrales CANDU en matière de sûreté, de fiabilité et de rentabilité en partageant l'expérience d'exploitation (OPEX). Une réunion hebdomadaire sur l'OPEX, tenue par téléconférence et présidée par COG et dont les participants constituent un comité d'examen préalable CANDU, sert à revoir les rapports d'événements provenant des centrales CANDU et d'autres sources du secteur nucléaire afin de déterminer leur pertinence et leur importance pour les centrales CANDU. Le comité d'examen préalable est composé de membres du personnel d'Ontario Power Generation (Darlington, Pickering et du siège social), de Bruce Power, de Gentilly-2, de Point Lepreau, de Cernavoda, d'Embalse, de Wolsong, de Qinshan phase III, de l'EACL (Sheridan Park et Chalk River), de l'Association mondiale des exploitants de centrale nucléaire (WANO) et du COG. Les représentants de chaque site présentent des informations au sujet des événements récents à leur site qui, selon eux, pourraient être pertinents pour les autres sites. Après les avoir examinés au préalable, le COG présente des rapports du secteur nucléaire provenant de sources telles WANO, l'AIEA et la United States Nuclear Regulatory Commission. La rétroaction sur l'OPEX des réacteurs en Inde et au Pakistan est acheminée par

#	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
					<p>l'entremise des représentants de WANO aux réunions d'examen préalable de l'expérience d'exploitation présidées par COG ainsi que par des rapports de l'AIEA examinés au préalable par COG.</p> <p>L'Énergie atomique du Canada limitée (EACL) a mis en place un programme de rétroaction afin d'effectuer de façon systématique la collecte, l'enregistrement et la distribution à toutes les divisions de l'EACL d'informations provenant de la rétroaction en matière de conception, de construction, de mise en service et d'exploitation et ainsi pouvoir améliorer la sûreté et l'efficacité des produits de l'EACL. Les rapports du secteur nucléaire obtenus par l'entremise de COG sont recueillis, examinés et distribués pour évaluations subséquentes.</p>
3B	Argentine	18.1	P. 95 (107)	En ce qui a trait à la détérioration des structures de confinement en béton due au vieillissement, veuillez donner des précisions sur la position de la CCSN sur cette question, principalement en ce qui concerne le taux de fuite rapporté et les essais requis pour le contrôler.	Au Canada, le document d'application de la réglementation R-7 de la Commission canadienne de sûreté nucléaire et la collection de normes N287 de l'Association canadienne de normalisation régissent la conception, la construction, la mise en service et les inspections en service des structures de confinement en béton (SCB). Une des conditions des permis délivrés aux titulaires de permis d'une centrale nucléaire stipule qu'un programme d'inspections périodiques en service portant sur les SCB soit établi et mis en œuvre. Pendant que la centrale est en service, les titulaires de permis sont tenus d'effectuer des inspections périodiques et des essais des SCB à des intervalles de temps fixés de sorte à pouvoir s'assurer que celles-ci conservent leur intégrité structurale et demeurent étanches. Les titulaires de permis soumettent les résultats de ces inspections et essais ainsi que de l'évaluation qu'ils en font à l'organisme de réglementation à des fins d'examen. Si les résultats des inspections révèlent une tendance négative, l'organisme de réglementation peut demander au titulaire de permis d'accroître la fréquence des inspections et/ou de prendre des mesures compensatoires.
97	Pakistan	18.1	Article 18 (i) b, page 95 (107)	En référence à la section 18(i) b, page 95 (109) – « Barrières contre les rejets de substances radioactives ». La structure de confinement en béton qui est la quatrième barrière contre les rejets radioactifs peut se détériorer en vieillissant. Comment ce vieillissement est-il analysé par la CCSN, et quelles sont les mesures prises pour résoudre ce problème? Les	Au Canada, le document d'application de la réglementation R-7 de la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) et la collection de normes N287 de l'Association canadienne de normalisation régissent la conception, la construction, la mise en service et les inspections en service des structures de confinement en béton (SCB). Une des conditions des permis délivrés aux titulaires de permis d'une centrale nucléaire stipule qu'un programme d'inspections périodiques en service portant sur les SCB soit établi et mis en œuvre. Pendant que la centrale est en service, les titulaires de permis sont tenus d'effectuer des inspections périodiques et des essais des SCB à des intervalles de temps fixés de sorte à pouvoir s'assurer que celles-ci conservent leur intégrité

#	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
				effets du vieillissement sont-ils inclus dans une EPS?	<p>structurale et demeurent étanches. Les titulaires de permis soumettent les résultats de ces inspections et essais ainsi que de l'évaluation qu'ils en font à l'organisme de réglementation à des fins d'examen. Si les résultats des inspections révèlent une tendance négative, l'organisme de réglementation peut demander au titulaire de permis d'accroître la fréquence des inspections et/ou de prendre des mesures compensatoires.</p> <p>Présentement, les études probabilistes de sûreté (EPS) ne peuvent prédire les effets du vieillissement ou les profils de risque d'une centrale parce que le modèle utilisé n'est pas dynamique. La CCSN a initié en 2006 un projet de recherche pour traiter de cette question.</p>
98	Finlande	18.2		Avez-vous éprouvé des problèmes particuliers à trouver des pièces de rechange ou des pièces d'équipement de remplacement dûment homologuées à une classe de sûreté élevée, tel que requis pour la gestion de la vie utile d'une centrale? Dans l'affirmative, comment avez-vous résolu les problèmes?	<p>Le secteur nucléaire au Canada a entrepris un nombre d'initiatives afin de régler cette question. L'une d'elles est une entente conjointe relative à l'approvisionnement intervenue par l'entremise du Groupe des propriétaires de CANDU (COG). Cette entente permet au secteur nucléaire de se procurer un certain nombre de pièces de remplacement par l'entremise du COG créant ainsi, au bénéfice de l'ensemble du secteur, une demande assez grande pour inciter les manufacturiers à produire les pièces requises. Le secteur nucléaire au Canada a également développé une certaine capacité d'effectuer l'ingénierie inverse de pièces de remplacement qui ne sont plus disponibles et de les fabriquer. Les permis des entreprises du secteur de l'énergie nucléaire au Canada comprennent également des exigences en matière d'assurance de la qualité qui les obligent à évaluer les programmes de qualité des fournisseurs afin de s'assurer qu'ils fournissent des produits de qualité et que leur niveau de qualité est approprié.</p>
<b>ARTICLE 19 : EXPLOITATION</b>					
99	Euratom	Article 19.2	P. 104 (119), section 19 (ii) b	L'information et l'expérience acquises lors de la mise en œuvre du « projet relatif au cadre d'exploitation sûre » ont-elles été diffusées à d'autres pays qui exploitent des réacteurs de type CANDU?	<p>Lors des réunions du Groupe des cadres supérieurs des organismes de réglementation – CANDU tenues en 2001 et 2003, les participants ont été informés de l'état d'avancement du projet des titulaires de permis au Canada ayant trait au cadre d'exploitation sûre. De plus, des représentants de tous les pays où des réacteurs CANDU sont présents ont participé à une réunion conjointe AIEA/Commission canadienne de sûreté nucléaire/Groupe des propriétaires de CANDU (COG) qui a eu lieu en 2001.</p> <p>Toute observation d'importance (il n'y en a pas eu jusqu'à maintenant) aurait également été communiquée aux autres exploitants de réacteurs CANDU par l'entremise du système de partage de l'expérience d'exploitation du COG.</p>

#	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
100	Royaume-Uni	19.2	Page 104 (119)	<p>La reconnaissance que le cadre d'exploitation sûre doit être mieux défini, afin que celui-ci puisse « ...être facilement mesuré par le personnel d'exploitation » est très appréciée, comme l'est le progrès des titulaires de permis dans leurs projets portant sur le cadre d'exploitation sûre mentionné dans le rapport. Étant donné la situation précédente, il semble surprenant qu'il ait été originalement possible de spécifier correctement les exigences de conception des systèmes importants pour la sûreté (consulter la section B2, 10, à la page 15 (16)), à plus forte raison pour le personnel de la CCSN de surveiller la conformité aux limites d'exploitation sûre. On peut présumer que celles-ci auraient dû faire partie des limites décrites dans les lignes de conduite pour l'exploitation (consulter la section 19 (iii) à la page 105 [120]). La CCSN pourrait-elle en dire davantage sur la manière dont son personnel assurait auparavant la conformité avec les limites définissant le cadre d'exploitation sûre? Comment est-il prévu de modifier les politiques et principes d'exploitation pour qu'ils reflètent les précisions apportées à ces limites?</p>	<p>Les projets relatifs au cadre d'exploitation sûre (CES) n'ont pas été entrepris pour régler des lacunes systématiques des titulaires de permis concernant la conformité aux limites d'exploitation. Différents projets relatifs au CES ont été initiés par les titulaires de permis (et non par la Commission canadienne de sûreté nucléaire [CCSN]) afin de mieux documenter le lien entre l'analyse de sûreté et la documentation d'exploitation. Les titulaires de permis avaient identifié des lacunes aux chapitres de la transparence et de la maintenabilité des méthodes utilisées précédemment et le projet visait principalement à les régler. Les titulaires de permis et la CCSN n'ont jamais exprimé une préoccupation générique concernant l'élaboration, l'enregistrement ou le respect des limites.</p> <p>Les pratiques en usage au cours des premières années ont fait que, généralement, la documentation d'exploitation ne contenait que des limites spécifiques de paramètres pertinentes aux conditions normales d'exploitation. L'expérience d'exploitation a révélé que ceci rendait le processus visant à s'assurer que la centrale était exploitée en tout temps à l'intérieur de « l'enveloppe analysée » exigeant en main-d'œuvre lorsque des équipements devaient être mis hors service. Ceci provenait du fait que les limites étaient souvent exprimées en termes génériques et de manière très conservatrice nécessitant ainsi d'interpréter spécifiquement chacune des configurations et d'apporter des modifications temporaires à la documentation. Les projets relatifs au CES ont comme but premier de faciliter l'usage de la documentation d'exploitation. S'assurer que les limites d'exploitation sûre puissent être « interprétées facilement par le personnel d'exploitation » peut être aussi simple que d'exprimer une limite en termes du niveau d'un réservoir au lieu du volume d'un liquide, après avoir tenu compte d'incertitudes comme la géométrie et l'orientation du réservoir, la calibration et l'emplacement des appareils de mesure de niveau et la précision des lectures.</p> <p>La CCSN fait un suivi de la conformité aux limites d'exploitation à l'aide des rapports soumis conformément à la norme d'application de la réglementation S-99. Cette norme exige que les titulaires de permis soumettent un rapport lorsqu'une limite définie dans les documents du permis est dépassée (à l'article 6.3.1 [3]), ou peut être insuffisante (à l'article 6.3.2.3 [b]). Les titulaires de permis doivent également soumettre un rapport lorsque des spécifications se rapportant à un système spécial de sûreté ou à un système relié à la sûreté deviennent invalides (article 6.3.2.3 [d]).</p> <p>Il faut noter que les projets relatifs au CES n'ont pas identifié de lacunes</p>



#	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
					<p>importantes des points de consigne des systèmes de sûreté utilisés jusqu'à maintenant.</p> <p>Des modifications aux documents actuels de permis et de conformité ont fait l'objet de discussions entre la CCSN et les titulaires de permis. Présentement, aucun plan ferme de modifications n'a été arrêté, mais ceci demeure une possibilité.</p>
10 1	Bulgarie	19.3		Disposez-vous d'une stratégie ou de plans à long terme pour exploiter les centrales nucléaires au-delà de leur durée de vie nominale?	<p>La stratégie actuelle du secteur nucléaire concernant l'exploitation de centrales CANDU au-delà de leur durée de vie nominale comporte un arrêt à des fins de remise à neuf au cours duquel des composantes majeures sont remplacées et des améliorations sont apportées à la sûreté de la centrale. Ces remises à neuf prolongeraient la durée de vie d'une centrale de 25 à 30 ans.</p> <p>Les attentes de la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) relatives au prolongement de la durée de vie utile d'une centrale nucléaire sont définies dans le document RD-360 qui est disponible sur le site Web de la CCSN à <a href="http://www.nuclearsafety.gc.ca">www.nuclearsafety.gc.ca</a>.</p>
10 2	Bulgarie	19.3		Quels critères utilise-t-on pour déterminer la durée de vie utile d'une centrale?	Toutes les centrales nucléaires au Canada sont de conception CANDU. La durée de vie utile des réacteurs CANDU est habituellement limitée par la durée de vie des tubes de force. La conception prévoit que la durée de vie nominale des tubes de force sera de 30 ans.
10 3	Bulgarie	19.3		Disposez-vous d'un programme de requalification des composantes qui sont utilisées au-delà de leur durée de vie nominale?	Aucun programme de requalification des composantes utilisées au-delà de leur durée de vie nominale n'est présentement en place. Les méthodes présentement utilisées pour déterminer si une composante est toujours apte à être utilisée sont fondées sur les lignes directrices en matière d'aptitude fonctionnelle de l'équipement ainsi que sur les codes et normes pertinents. Afin de déterminer si une composante est apte à être utilisée au-delà de sa durée de vie nominale, les résultats des analyses des données provenant des inspections sont comparés à des critères pertinents d'acceptation dérivés de facteurs de sûreté et provenant des normes et codes pertinents.
10 4	République de Corée	19.3	Section 19(iii)	(article 19-3, section 19 (iii)) Selon la norme d'application de la réglementation de la CCSN, <i>Programmes de fiabilité pour les centrales nucléaires</i> , (S-98, rév.1), on doit identifier les systèmes qui sont importants pour la sûreté. Les	<p>Le processus servant à identifier les systèmes importants pour la sûreté est décrit dans la procédure COG-05-9011 du Groupe des propriétaires de CANDU intitulée <i>Lignes directrices provisoires pour la mise en œuvre des programmes de fiabilité aux centrales nucléaires CANDU</i> qui a été rédigée par le Groupe de travail technique du COG sur le risque et la fiabilité dans le secteur nucléaire.</p> <p>De façon générale, le processus est mis en œuvre en deux étapes –</p>

#	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
				<p>différents moyens servant à les identifier sont les EPS, les analyses déterministes et les comités d'experts.</p> <p>- Veuillez décrire de façon détaillée la procédure et la méthodologie utilisées pour identifier ces systèmes.</p> <p>- Veuillez décrire un cas d'application de cette procédure et cette méthodologie.</p> <p>- Connaissez-vous des cas où les résultats des EPS ont été utilisés pour optimiser la fréquence de l'entretien ou des essais?</p>	<p>l'identification des systèmes importants pour la sûreté en se fondant sur deux mesures du risque (« Risk Achievement Worth » et « Fussell-Veseley ») et la participation subséquente d'un groupe d'experts pour finaliser la liste en y ajoutant des systèmes au besoin. Le groupe d'experts tient compte de l'incertitude, de la complétude, des analyses d'accidents se trouvant dans le rapport de sûreté, des spécifications réglementaires, des évaluations antérieures pertinentes et de l'incidence d'être à l'état d'arrêt.</p> <p>Les études probabilistes de sûreté et les analyses de la fiabilité des systèmes ont été utilisées pour tenir compte du risque lié à des modifications de l'intervalle de temps entre des essais et des travaux d'entretien qui étaient recommandés par le programme d'optimisation de l'entretien préventif.</p>
10 5	Inde	19.4	Page 108 (121), section 19 (iv)	<p>Dans le contexte du suivi après la panne majeure d'électricité survenue à Pickering le 14 août 2003, on a signalé que des modifications avaient été apportées au système de régulation du turbo-alternateur afin d'accroître la possibilité que les tranches puissent continuer de fonctionner suite à un événement similaire.</p> <p>Veuillez préciser les modifications apportées.</p>	<p>Les modifications comportaient l'élimination de transférer le réglage du voltage du mode automatique au mode manuel, ainsi que la limitation du signal de sortie du système de stabilisation de la puissance à +/- 6 % aux tranches n° 5 à 8.</p>
10 6	Suisse	19.4	Pages 106 – 109 (121 – 124)	<p>Les procédures mentionnées doivent-elles être officiellement approuvées par l'organisme de réglementation? La structure globale des procédures nécessite-t-elle une approbation officielle par l'organisme de réglementation?</p>	<p>Les procédures mentionnées à la section 19 (iv) ne nécessitent pas l'approbation de la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN).</p> <p>Cependant, dans le cas de la centrale nucléaire de Darlington, les procédures nécessitant une approbation formelle de la part de l'organisme de réglementation sont énumérées à la section 4 des documents d'application de la réglementation R-7, R-8 et R-9 (disponibles sur le site Web de la CCSN à <a href="http://www.nuclearsafety.gc.ca">www.nuclearsafety.gc.ca</a>). Ces documents ont été publiés à la fin des années 1970 et s'appliquent seulement aux réacteurs dont le permis de construction a été émis après le 1<sup>er</sup> janvier 1981. Par conséquent, les exigences qu'ils contiennent s'appliquent seulement à la centrale nucléaire de Darlington. Plusieurs procédures qui, en vertu des documents R-7, 8 et 9, nécessitent l'approbation de l'organisme de réglementation se trouvent dans le document « ligne de conduite</p>

#	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
					<p>pour l'exploitation » (LCE) de chacune des centrales nucléaires au Canada. Parce que les LCE sont approuvées formellement par l'organisme de réglementation, ces procédures sont donc également approuvées par l'entremise de ce processus.</p> <p>Généralement, la majorité des procédures nécessitant une approbation formelle de la part de l'organisme de réglementation sont celles couvrant les actions correctives devant être prises dans les cas où on découvre qu'un système spécial de sûreté n'est pas pleinement disponible alors qu'il devrait l'être et celles se rapportant à la mise hors service intentionnelle d'un système spécial de sûreté. Le cadre global des procédures ne requiert pas l'approbation formelle de l'organisme de réglementation.</p>
107	Finlande	19.7		<p>Veillez expliquer vos politique et pratique nationales d'acheminement des rapports de rétroaction aux parties internationales intéressées sur les mesures qui ont été prises dans votre pays à la suite d'événements importants provenant de sources internationales (par exemple, WANO, IRS).</p>	<p>Les actions prises au Canada en réponse aux événements rapportés de sources internationales sont présentées annuellement par les délégués de la Commission canadienne de sûreté nucléaire aux forums pertinents tels le comité technique de l'AIEA sur le système de notification des incidents et le Groupe de travail de l'Agence de l'OCDE pour l'énergie nucléaire sur l'expérience d'exploitation.</p>
108	Finlande	19.7		<p>Veillez expliquer comment l'organisme de réglementation s'assure ou vérifie que les exploitants sont informés et analysent correctement les expériences d'exploitation provenant des sources internationales bien établies (par exemple, WANO, IRS), et qu'ils tiennent compte des leçons tirées en prenant des mesures appropriées.</p>	<p>Tous les permis des centrales nucléaires au Canada contiennent une condition obligeant les titulaires de permis à se conformer aux exigences de la norme N286.5 de l'Association canadienne de normalisation (CSA). En vertu de la section 6.4 de cette norme, les titulaires de permis doivent mettre en place un programme relatif à l'expérience d'exploitation (OPEX).</p> <p>À chacune des centrales nucléaires au Canada, l'analyse de l'expérience d'exploitation et les activités connexes font partie du programme OPEX qui fait régulièrement l'objet d'inspections et d'activités de conformité de la part de l'organisme de réglementation. Les programmes OPEX couvrent les événements tant à l'échelle nationale qu'à l'échelle internationale.</p>
109	Finlande	19.7		<p>Veillez décrire les principes ou les critères appliqués par l'organisme de réglementation et l'exploitant pour faire la sélection des expériences autres que les incidents (p. ex. : problèmes de gestion, détérioration</p>	<p>A l'intérieur de l'organisme de réglementation, les questions soulevées par l'expérience, autres que les événements, sont abordées dans divers forums comme les réunions de gestion et les rapports d'inspection. La sélection des questions dont le public et les forums internationaux devraient être informés est effectuée dans le cadre de la préparation des rapports de faits saillants qui sont soumis aux membres de la Commission. L'élaboration d'un guide pour faciliter</p>

#	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
				imprévue, faiblesses de conception, risques externes imprévus), dans le but d'assurer une diffusion adéquate des expériences importantes parmi les parties internationales intéressées (organismes de réglementation, exploitants, concepteurs, organismes internationaux). Nommer les documents d'orientation pertinents, le cas échéant, utilisés pour le filtrage.	<p>la sélection des questions devant être rapportées au public et aux forums internationaux est présentement en cours.</p> <p>Aux centrales nucléaires, la détermination du niveau d'importance est effectuée à l'aide de procédures d'exploitation spécifiques. Par exemple, à Ontario Power Generation (OPG), le niveau d'importance des événements, autres que les « incidents » (une détérioration imprévue d'une pièce d'équipement, des questions de gestion soulevées de différentes façons incluant des inspections par des pairs de l'Association mondiale des exploitants de centrale nucléaire (WANO), des faiblesses de la conception), est évalué à l'aide de critères se trouvant dans la gouvernance sur le programme des mesures correctives (N-PROC-RA-0022). Ce niveau d'importance est ensuite utilisé dans le cadre du programme sur l'expérience d'exploitation (OPEX) (décrit dans le document de gouvernance N-PROC-RA-0035) pour déterminer l'incidence possible sur les autres centrales d'OPG, le secteur nucléaire au Canada ou la plus grande communauté internationale (par l'entremise des voies de communication qu'offrent l'Institute of Nuclear Power Operators, WANO, et l'AIEA).</p>
110	France	19.7	Généralités	<p>Tel que signalé dans le troisième rapport du Canada, le suivi effectué après la panne majeure d'électricité survenue à Pickering le 14 août 2003 a révélé que certaines hypothèses de conception et d'exploitation pourraient être mises en cause par ce genre d'événement.</p> <p>En particulier, le système de refroidissement d'urgence du cœur à haute pression, qui est commun aux centrales Pickering-A et Pickering-B, a été indisponible pendant 5 heures et demie à cause de la perte d'alimentation électrique aux pompes à haute pression.</p> <p>En outre, la remise en service du système d'eau de service d'urgence à haute pression pour toutes les tranches de Pickering-B a été retardée parce</p>	<p>L'étude probabiliste de sûreté (EPS) de référence pour la centrale Pickering-B couvre la séquence des événements comprenant la perte d'alimentation électrique hors site (catégorie IV) (appelée LOBES) et une défaillance aléatoire simultanée de l'alimentation électrique de catégorie IV du site entraînant l'indisponibilité des pompes à haute pression du système de refroidissement d'urgence du cœur. Dans le cas de la LOBES de 2003, la perte de l'alimentation électrique de catégorie IV du site était due à des lacunes du système qui ont été identifiées et corrigées. Ces lacunes étant corrigées, et tenant compte d'une évaluation intégrée et continue de la survivabilité des tranches, Ontario Power Generation croit que la fiabilité du système d'alimentation de catégorie IV du site est conforme aux hypothèses faites pour l'EPS. Donc, la fréquence de dommages au cœur (CDF) de référence est inchangée.</p> <p>Afin de mieux caractériser l'incidence sur la CDF de l'événement LOBES lui-même, il faut noter que sa durée relativement courte, couplée aux dispositions prises pour assurer un refroidissement adéquat du cœur par d'autres moyens, a entraîné une augmentation relativement faible du risque au public. Cependant, compte tenu du potentiel de conditions anormales additionnelles (qui auraient pu se produire si d'autres composantes étaient tombées en panne), et se fondant sur l'échelle internationale des événements nucléaires, la réponse de la centrale</p>

#	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
				<p>que la pression à l'aspiration des pompes à haute pression de l'eau de service d'urgence était basse. Le Canada a-t-il quantifié l'augmentation de la fréquence des dommages au cœur due à cet événement?</p> <p>Plus généralement, le Canada utilise-t-il le programme précurseur de séquence d'accident pour évaluer l'incidence prévue des événements importants pour la sûreté?</p>	Pickering-B à la LOBES a été classée parmi les événements (incidents) de niveau 2.
11 1	France	19.7	P. 109 (125) – 19(vii)	Le Canada pourrait-il indiquer si, en plus de l'analyse de la rétroaction sur l'expérience d'exploitation présentée dans le rapport, on effectue une analyse probabiliste de cette rétroaction (programme précurseur)?	Si la rétroaction sur l'expérience d'exploitation se rapporte à un mode ou une fréquence de défaillance des composantes, alors une étude probabiliste de sûreté (EPS) pourrait être effectuée afin d'en évaluer l'impact et, au besoin, les hypothèses de même que les arbres de défaillances servant pour l'EPS pourraient être mis à jour. Si la rétroaction sur l'expérience d'exploitation ne se rapporte pas à l'équipement, alors il est peu probable que son impact soit analysé en effectuant une EPS. La décision d'effectuer ou non une EPS serait prise en se fondant sur le jugement d'expert émis par des personnes évaluant l'expérience d'exploitation.
11 2	Roumanie	19.7		<p>Dans l'appendice D (page 121 [140]) le rapport présente un événement qui a causé une défaillance du système servant au transfert du combustible extrait du réacteur. Nous aimerions en savoir davantage sur cette défaillance dont les composantes en cause, la cause directe et la cause fondamentale.</p>	<p>La cause première de l'événement à Gentilly-2 était une fissure de gaine du combustible pendant le déchargement du canal P-15 qui, combinée à un débalancement du système de ventilation, a entraîné la présence de contamination radiologique dans les salles accessibles du bâtiment du réacteur.</p> <p>Quelques jours avant cet événement, la concentration en Xe-133 dans le caloporteur avait commencé à augmenter légèrement, mais le système de localisation des fissures de gaine n'avait pas donné de mesures saillantes. On n'a donc pas soupçonné une fissure de gaine lors du déchargement du canal P-15.</p> <p>Le débalancement du système de ventilation était dû à une combinaison de facteurs dont l'installation d'un ventilateur portatif qui pousse de l'air dans les conduites d'aspiration, une modification du tirage d'un ventilateur portatif qu'un travailleur a possiblement effectuée sans qu'il y ait un processus de contrôle en place, un clapet mal positionné et un autre clapet possiblement repositionné sans effectuer des essais avec un bâton de fumée.</p>

#	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
					La cause fondamentale de cet événement était donc une gestion inappropriée des modifications temporaires apportées au système de ventilation du bâtiment du réacteur, de l'installation de conduites et de ventilateurs portatifs à leur enlèvement.
11 3	Roumanie	19.7		L'incident de perte de régulation à la tranche n° 3 de la centrale Bruce-A est présenté dans l'appendice D (page 121 [140]). Nous aimerions en savoir davantage sur cette défaillance dont les composantes en cause, la cause directe et la cause fondamentale.	<p>La tranche n° 3 de Bruce-A fonctionnait à pleine puissance lorsque la pression de l'hélium dans le système des barres liquides a augmenté dû à une défaillance du système de contrôle de la pression qui a entraîné l'ouverture complète de la vanne d'appoint. Au moment de la défaillance, le contrôleur de pression de relève était au mode manuel afin de faciliter le contrôle de la concentration d'hydrogène dans le système qui était alors élevée. L'augmentation rapide de la pression de l'hélium a entraîné le drainage de l'eau dans les barres liquides, ce qui a occasionné une augmentation de la puissance du réacteur. L'augmentation de la puissance du réacteur a été détectée par le système de régulation du réacteur (SRR) qui a commencé automatiquement à compenser en ajoutant de l'eau dans les barres liquides. Cependant, le débit auquel le SRR pouvait ajouter de l'eau dans les barres liquides ne pouvait pas compenser le débit de drainage. Un deuxième système de contrôle de la réactivité (baisse contrôlée de puissance [BCP]) a également détecté l'augmentation de la puissance et est entré en action afin de terminer l'augmentation de la puissance du réacteur. Ces deux actions du SRR se sont produites comme prévu. L'augmentation de la puissance du réacteur a également été détectée par les deux systèmes d'arrêt qui ont déclenché et le réacteur s'est arrêté automatiquement. Moins d'une minute après la défaillance initiale du système de contrôle de la pression d'hélium, le défaut était réglé et le système des barres liquides fonctionnait de nouveau normalement.</p> <p>Les activités complétées après l'événement visaient à confirmer que les systèmes de la centrale avaient fonctionné comme prévu à la conception, à bien comprendre le défaut déclencheur et à prévenir qu'un tel événement ne se reproduise. Les contrôleurs ont été remis à neuf et ont subi des essais dynamiques. De plus, les procédures d'exploitation ont été examinées et révisées et une modification a été apportée à la conception afin d'éviter que cet événement ne se reproduise.</p> <p>On a déterminé que la cause fondamentale était un manque de la part du personnel d'adhérer aux nouvelles procédures relatives au contrôle de l'hydrogène. Les facteurs suivants ont contribué à ce que le personnel continue à utiliser les vieilles procédures : les notes d'exploitation n'étaient pas uniformes</p>

#	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
					<p>au sujet des conditions sous lesquelles le contrôle du système des barres liquides pouvait être en mode manuel et une autre complication qui a été occasionnée par les difficultés d'application de la méthode approuvée pour le contrôle de l'hydrogène.</p> <p>Pour des renseignements additionnels et détaillés, veuillez voir l'annexe 11.</p>
11 4	Fédération de Russie	19.7		<p>L'annexe 19 (vii), Programmes de collecte et d'analyse des données sur l'expérience d'exploitation, ne précise pas clairement qui est responsable d'évaluer l'efficacité de la rétroaction sur l'expérience d'exploitation, ni comment cette évaluation est effectuée.</p> <p>L'exploitant et l'organisme de réglementation évaluent-ils l'efficacité de cette rétroaction? Plus précisément, qui effectue cette évaluation et de quelle manière?</p>	<p>À chacune des centrales nucléaires au Canada, l'analyse de l'expérience d'exploitation (OPEX) et des activités connexes font partie du programme OPEX. La Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) évalue régulièrement ce programme par l'entremise d'inspections et d'activités de conformité. De plus, les titulaires de permis effectuent leurs propres évaluations par l'entremise d'audits internes et de leurs programmes d'auto-évaluation.</p> <p>Des examens périodiques (la plupart du temps en se fondant sur le processus interne d'auto-évaluation de l'entreprise du secteur de l'énergie nucléaire) de l'efficacité et de l'impact du programme OPEX global seraient effectués approximativement tous les deux ans par la personne responsable du programme. Des évaluations plus fréquentes mais de moindre envergure, portant sur des parties particulières du programme ayant fait l'objet de mesures et de rétroactions dans le cadre du programme des mesures correctives laissant ainsi présager d'une lacune possible, peuvent être effectuées à la discrétion de la personne responsable du programme, ou à la demande de la haute direction.</p> <p>La CCSN effectue des examens périodiques de l'efficacité des programmes OPEX des entreprises du secteur de l'énergie nucléaire, à une fréquence qu'elle détermine elle-même et habituellement dans le cadre d'une évaluation de plus grande envergure incluant le programme des mesures correctives. Au site, les inspecteurs de la CCSN évaluent chacun des processus du programme OPEX (incluant la collecte des données, la préparation des rapports, l'examen préalable des rapports, l'analyse des causes fondamentales ainsi que l'identification et la mise en œuvre de mesures correctives) afin de s'assurer que les leçons tirées ont été communiquées aux divisions appropriées de l'entreprise du secteur de l'énergie nucléaire. De plus, des spécialistes de la CCSN effectuent de façon systématique des examens documentaires de chacun des rapports d'incident afin de s'assurer que les titulaires de permis se conforment aux exigences réglementaires et aux normes en matière de rendement sur le plan de la sûreté. Finalement, la CCSN envoie des équipes d'inspection circonscrite pour effectuer</p>

#	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
					des évaluations indépendantes de certains incidents de grande notoriété.
11 5	Suisse	19.7	Page 109 (125)	Est-ce que l'organisme de réglementation effectue une surveillance de la qualité du programme des titulaires de permis portant sur l'analyse de l'expérience d'exploitation?	À chacune des centrales nucléaires au Canada, l'analyse de l'expérience d'exploitation (OPEX) et les activités connexes font partie du programme OPEX. L'évaluation effectuée du programme OPEX fait régulièrement l'objet d'inspections et d'activités de conformité de la part de l'organisme de réglementation. De plus, les titulaires de permis effectuent leurs propres évaluations par l'entremise d'audits internes et de programmes d'auto-évaluation.
11 6	Chine	19.8	CH <sub>2</sub> W 19	Le Canada a-t-il des critères particuliers pour classer les déchets radioactifs de très faible activité produits dans les centrales nucléaires? Quelles sont les méthodes de traitement de ces déchets?	<p>A) La Canada n'a pas défini de critères spécifiques pour la classification des déchets de faible activité. Présentement, les déchets radioactifs au Canada sont classés en trois catégories qui sont fondées sur leur origine et leur risque radiologique : les déchets de combustible nucléaire, les déchets de faible activité et les résidus des mines et usines de concentration d'uranium. Les titulaires de permis sont libres d'utiliser un système de classification plus détaillé pour leur propre programme de gestion des déchets.</p> <p>Une initiative est présentement en cours au sein du secteur nucléaire, incluant les exploitants des centrales nucléaires, afin d'incorporer un système de classification dans un document (CSA N292.3) de l'Association canadienne de normalisation (CSA). Au lieu d'élaborer un guide d'application de la réglementation de la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN), le personnel de la CCSN participe à l'élaboration du document CSA N292.3. Le document de la CSA est fondé sur le projet de guide de sûreté DS-390 de l'AIEA <i>La classification des déchets radioactifs</i>. Le système de classification des déchets radioactifs proposé comprend une catégorie pour les déchets de très faible activité. Le document est présentement sous forme d'ébauche et il est prévu qu'il sera publié au cours de la prochaine période de référence.</p> <p>B) Les centrales nucléaires au Canada ne disposent pas présentement de méthodes pour le traitement des déchets de très faible activité. Tel que mentionné précédemment, une telle classification n'existe pas présentement dans les procédures en usage aux centrales nucléaires au Canada. La pratique courante est de classer le matériel soit comme propre (satisfaisant aux niveaux de libération et aux limites relatives aux rejets) ou comme déchet de faible activité. L'élaboration et la publication du document CSA N292.3 vont faciliter le développement de différentes options de traitement des déchets de très faible activité au Canada.</p>



#	Pays	Article de la CSN	Renvoi au rapport	Question	Réponse
					Pour plus de renseignements au sujet de la gestion des déchets radioactifs, veuillez voir le document <i>Rapport national du Canada pour la Convention commune sur la sûreté de la gestion du combustible usé et sur la sûreté de la gestion des déchets radioactifs</i> disponible sur le site Web de la CCSN à <a href="http://www.nuclearsafety.gc.ca">www.nuclearsafety.gc.ca</a> .
117	Suisse	19.8	Page 110 (126)	Est-ce qu'on utilise, dans la gestion des déchets radioactifs, un niveau de libération pour exempter les déchets du contrôle réglementaire?	<p>Les exemptions aux exigences des permis sont présentement couvertes dans le <i>Règlement sur les substances nucléaires et les appareils à rayonnement</i> mais il n'existe pas présentement dans les règlements de dispositions explicites au sujet des niveaux de libération. Cependant, les titulaires de permis peuvent, au cas par cas, présenter une demande à la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) pour les autoriser à effectuer des activités de libération en autant qu'il n'existe pas un risque indu à la santé et la sécurité des personnes et à l'environnement.</p> <p>Un projet visant à modifier ce règlement est présentement en cours et prévoit d'y insérer une disposition au sujet des niveaux de libération. Les modifications proposées feront en sorte que l'approche du Canada à l'égard des exemptions et des niveaux de libération correspondra davantage aux recommandations internationales actuelles. Les modifications tiendront compte des normes de l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA) servant de fondement en matière de sûreté, ainsi que des récentes lignes directrices de l'AIEA sur les concepts d'exemption, d'exclusion et de libération (AIEA-RS-G-1.7). Le personnel de la CCSN prévoit que ces modifications recevront l'approbation du gouverneur en conseil et seront publiées dans la partie II de la <i>Gazette du Canada</i> au cours de la prochaine période de référence.</p>

**Annexe 1 : Extraits de la *Loi canadienne sur l'évaluation environnementale* – l'article 37 et autres parties connexes**

**37.** (1) Sous réserve des paragraphes (1.1) à (1.3), l'autorité responsable, après avoir pris en compte le rapport du médiateur ou de la commission ou, si le projet lui est renvoyé aux termes du paragraphe 23(1), le rapport d'étude approfondie, prend l'une des décisions suivantes :

**23.** (1) *Le ministre, après avoir pris en compte le rapport d'étude approfondie et les observations qui ont été présentées en vertu du paragraphe 22(2), renvoie le projet à l'autorité responsable pour qu'elle prenne une décision en application de l'article 37 et fait une déclaration dans laquelle :*

*(a) il indique si, selon lui, le projet est susceptible ou non, compte tenu de la mise en œuvre des mesures d'atténuation qu'il estime appropriées, d'entraîner des effets environnementaux négatifs importants;*

*(b) il indique, s'il y a lieu, les mesures d'atténuation et tout programme de suivi qu'il estime appropriés, compte tenu des observations des autorités responsables et des autorités fédérales concernant ces mesures ou programmes.*

**22.** (2) Toute personne peut, dans le délai indiqué dans l'avis publié par l'Agence, lui présenter ses observations relativement aux conclusions ou recommandations issues de l'étude approfondie ou à tout autre aspect du rapport qui y fait suite.

(a) si, compte tenu de l'application des mesures d'atténuation qu'elle estime indiquées, la réalisation du projet n'est pas susceptible d'entraîner des effets environnementaux négatifs importants ou est susceptible d'en entraîner qui sont justifiables dans les circonstances, exercer ses attributions afin de permettre la mise en œuvre totale ou partielle du projet;

(b) si, compte tenu de l'application des mesures d'atténuation qu'elle estime indiquées, la réalisation du projet est susceptible d'entraîner des effets environnementaux qui ne sont pas justifiables dans les circonstances, ne pas exercer les attributions qui lui sont conférées sous le régime d'une loi fédérale et qui pourraient permettre la mise en œuvre du projet en tout ou en partie.

(1.1) Une fois pris en compte le rapport du médiateur ou de la commission, l'autorité responsable est tenue d'y donner suite avec l'agrément du gouverneur en conseil, qui peut demander des précisions sur l'une ou l'autre de ses conclusions; l'autorité responsable prend alors la décision visée au titre du paragraphe (1) conformément à l'agrément.

(1.3) L'autorité responsable à laquelle le projet est renvoyé au titre du paragraphe 23(1) ne prend la décision visée au paragraphe (1) qu'avec l'agrément du gouverneur en conseil si le projet est, selon la déclaration du ministre, susceptible d'entraîner des effets environnementaux négatifs importants.

## **Annexe 2 : Développement et mise en œuvre d'un processus de prise de décisions en fonction du risque**

En 2005, un groupe de travail sur la gestion du risque a été formé afin de faire progresser le développement d'un processus de gestion du risque et son incorporation au cadre de réglementation de la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN). Le groupe avait pour mandat le développement de moyens qui permettraient d'accroître la capacité de la CCSN en matière de :

- a) réglementation du développement, de la construction, de la possession et de l'exploitation de centrales nucléaires de façon à prévenir que l'environnement, la sûreté des installations de même que la santé et la sécurité des personnes soient exposés à un risque inacceptable;
- b) évaluation du risque à la santé, la sûreté, la sécurité et l'environnement lié à des problèmes susceptibles de se manifester et de l'utilisation de principes de gestion du risque afin d'établir la priorité des règlements et des modifications à apporter à la réglementation, de sorte que les ressources limitées de la CCSN soient assignées aux activités pouvant apporter le plus grand bénéfice,
- c) planification des activités d'application de la réglementation en se fondant, en plus du jugement et de l'expertise du personnel, sur des analyses des risques pertinents, sur les résultats des activités d'application de la réglementation antérieures et sur un processus rigoureux et bien documenté qui fait un lien entre les activités et les résultats requis, et
- d) mise en œuvre d'un système quantitatif d'attribution de cotes de rendement sur le plan de la sûreté, tenant compte de la partie des systèmes liés à la sûreté utilisés par le secteur nucléaire, et d'utilisation de ces cotes, ainsi que d'autres évaluations du risque plus rigoureuses et plus intégrées et d'autres renseignements qualitatifs afin de déterminer de façon systématique le type d'activités de réglementation requis et l'importance de l'effort à leur consacrer.

Les tâches spécifiques du groupe de travail comprenaient:

- a) la préparation d'un document interne définissant le terme "gestion du risque" dans le cadre de réglementation de la CCSN, décrivant les concepts de base du risque et de la gestion du risque, faisant ressortir des situations types à la CCSN nécessitant une prise de décisions en fonction du risque et exposant brièvement un processus de prise de décisions permettant de gérer le risque,
- b) l'organisation d'ateliers d'orientation et de discussion sur le concept de gestion du risque à l'intention des gestionnaires et du personnel responsables du programme de la CCSN portant sur les centrales nucléaires,
- c) l'identification d'outils et de méthodes appropriés pour la gestion du risque, incluant des méthodes qualitatives et quantitatives, et des cas pratiques de l'application de l'approche proposée à différentes situations,
- d) les communications avec les parties intéressées, et
- e) le suivi afin d'évaluer l'intégration de cette méthode au programme d'application de la réglementation portant sur les centrales nucléaires.

Se fondant principalement sur la norme CSA-Q850-97 de l'Association canadienne de normalisation *Gestion du risque : lignes directrices à l'intention des preneurs de décision*, le groupe a élaboré un processus de prise de décisions en fonction du risque (PDFR) comprenant sept étapes. Le processus sera mis en œuvre par une équipe comprenant des membres du personnel de la CCSN qui, collectivement, possèdent les connaissances requises de la question en cause et des circonstances connexes. L'équipe va présenter ses recommandations à la personne de

la CCSN chargée de prendre la décision et qui a amorcé la démarche. Il est prévu que la démarche sera documenté de façon continue et que les parties intéressées seront consultées tout au long de celle-ci.

Depuis mai 2006, un essai du processus de PDFR a été complété avec succès et celui-ci a ensuite été appliqué de façon satisfaisante à plusieurs reprises dans le cadre du programme de réglementation des centrales nucléaires. Par exemple, le processus de PDFR a été utilisé dans les cas suivants : pour mettre en ordre d'importance les questions de sûreté en suspens (incluant les dossiers génériques) en tenant compte de la probabilité et des conséquences de scénarios au cours desquels ces questions pourraient revêtir une certaine importance; pour orienter les efforts de recherche sur les aspects importants pour la sûreté; pour faciliter l'élaboration de programmes d'amélioration de la sûreté spécifiques à chacune des centrales ou l'examen des conceptions de réacteur et pour diriger les efforts du personnel en portant de façon stratégique une attention particulière aux aspects les plus importants.

Les leçons tirées des applications sur le terrain du processus et d'autres usages qu'on en a faits laissent présager, entre autres, l'importance des points suivants :

- fournir une formation adéquate sur la mise en œuvre du processus,
- bien choisir les membres de l'équipe,
- identifier correctement et s'entendre sur les questions soulevées,
- s'assurer que les données et les renseignements utilisés sont précis et à jour, et
- consulter de façon appropriée les parties intéressées.

Le groupe de travail sur la gestion du risque prépare présentement une recommandation à l'intention de la direction de la CCSN à l'effet que le processus soit officialisé et qu'il soit intégré formellement au manuel du système de gestion de la CCSN, ou cité en référence dans ce document.

### **Annexe 3 : La transparence du processus de prise de décisions de la Commission canadienne de sûreté nucléaire**

La meilleure façon de décrire la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) est de la comparer à un chien de garde de l'utilisation de l'énergie nucléaire ainsi que de substances et d'appareils nucléaires au Canada. Elle est un d'un petit nombre d'organismes de réglementation nucléaire dans le monde qui permet au public de participer à ses audiences et réunions.

Le tribunal de la Commission (habituellement 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). La Commission tient compte des opinions et préoccupations des parties intéressées et des intervenants lorsqu'elle établit des politiques d'application de la réglementation, qu'elle rend des décisions relatives aux permis et qu'elle met en œuvre des programmes. Pour les questions de permis, le personnel de la CCSN prépare des recommandations à l'intention des membres de la Commission qui prennent les décisions finales après avoir entendu les parties intéressées (le demandeur et des intervenants du public) par l'entremise du processus d'audience publique. Les audiences publiques constituent un élément très visible du travail de la Commission qui tient de telles audiences approximativement 30 fois par année pour un total d'environ 20 jours d'audience. Les questions entendues dans le cadre des audiences publiques sont celles concernant les centrales nucléaires, les mines et usines de concentration d'uranium, les installations de déchets nucléaires et les réacteurs de recherche. Les autres activités relatives à la délivrance de permis – par exemple, celles concernant les substances et appareils nucléaires, ainsi que l'importation et l'exportation – ont été déléguées au personnel de la CCSN par le tribunal.

La LSRN exige que la Commission tienne des audiences publiques pour la plupart des questions de permis qui lui parviennent pour décision. La LSRN autorise également la Commission à tenir des audiences publiques sur toute autre question relevant de son autorité si elle juge qu'il est de l'intérêt public de le faire. Ceci est en plus des réunions de la Commission qui sont de façon générale également ouvertes au public. Il faut noter que des sessions à huis clos ou privées peuvent avoir lieu lorsque les questions sont délicates, comme les questions de sécurité. La LSRN exige que la Commission, avant de prendre une décision en matière de permis, donne aux demandeurs ou aux titulaires de permis la possibilité d'être entendu. Afin d'être équitable, avant de prendre des décisions, la Commission offre aux personnes les plus touchées par celles-ci la possibilité de lui présenter leurs points de vue. Les audiences publiques sont organisées de sorte à offrir aux parties concernées et, dans la plupart des cas, aux membres du public intéressés, une possibilité raisonnable de faire une présentation – écrite et/ou verbale – concernant la question pour laquelle la Commission doit prendre une décision.

Les *Règles de procédures* de la CCSN facilitent et encouragent la participation active des membres du public. Pour toute audience publique, en plus d'en informer les demandeurs et les titulaires de permis, la Commission donne un avis de 60 jours de manière telle que celui-ci est susceptible de venir à l'attention des membres du public intéressés. En règle générale, l'avis d'une audience publique est affiché sur le site Web de la CCSN et publié dans les journaux desservant la région où l'installation est située. L'avis contient des informations sur la durée de l'audience (un ou deux jours), son but, les dates, l'heure, l'endroit et l'échéance pour soumettre des documents avant l'audience. Les participants peuvent se présenter en personne pour faire leur présentation ou avoir leur soumission écrite prise en compte dans un forum public. Les membres du public peuvent aussi assister et observer les délibérations sans plus de formalité. Afin de pouvoir participer de façon active, les personnes intéressées doivent demander et obtenir de la

Commission le statut d'intervenant. Habituellement, plusieurs membres du public et des médias assistent aux audiences publiques pendant lesquelles un certain nombre d'intervenants peuvent être entendus (par exemple, des particuliers, des syndicats, des employés, des groupes communautaires et environnementaux). La Commission a accès à une salle d'audience publique à Ottawa mais, peut périodiquement tenir des audiences à différents endroits à travers le pays afin de donner une plus grande possibilité au public de participer aux délibérations ou les observer. Lorsque approprié, la CCSN a utilisé des services de téléconférence et vidéoconférence pour la conduite des délibérations et elle planifie continuer à prendre de plus en plus avantage des technologies disponibles. Par exemple, la CCSN diffuse présentement sous forme vidéo sur le Web une partie de ses délibérations lorsque les questions en cause sont d'un grand intérêt public. La transparence est également assurée par la publication de comptes rendus des délibérations, incluant les raisons des décisions rendues par la Commission de sorte que ces décisions reflètent les preuves présentées et le raisonnement de la Commission pour en arriver à sa décision.

La participation du public aux délibérations de la Commission a permis de s'assurer que le point de vue des personnes portant un intérêt aux installations du secteur nucléaire est entendu et qu'il est pris en compte dans les décisions de la Commission. Les délibérations publiques ont également permis d'accroître l'efficacité, la visibilité et la crédibilité de la Commission. La transparence du processus de délivrance de permis est une pierre angulaire du cadre de réglementation de la CCSN.

## **Annexe 4 : Attribution de cotes de rendement aux programmes et aux domaines de sûreté**

Les cotes de rendement attribuées aux volets « programme » et « mise en œuvre » de chacun des domaines de sûreté découlent d'un processus par lequel des spécialistes, des superviseurs des bureaux d'inspection aux sites et/ou des membres des divisions des programmes de réglementation (DPR) de la CCSN évaluent, pour chacun des domaines de sûreté et programmes, un nombre d'éléments faisant l'objet d'examens et présentent leurs observations aux directeurs responsables des différents programmes de réglementation à des fins de discussion et d'approbation. Les grandes lignes du processus sont décrites dans un document interne donnant des instructions de travail qui est mis à jour sur une base annuelle. Pour le moment, aucun algorithme n'a été prescrit pour faire l'intégration des éléments d'examen, comme faire une moyenne ou une moyenne pondérée ou se servir de la cote la plus basse. Les évaluateurs essaient plutôt d'arriver une cote équilibrée du rendement en matière de sûreté en se référant aux objectifs de rendement qui ont été formulés pour chacun des domaines de sûreté et programmes.

Ce qui suit décrit un nombre d'initiatives d'amélioration ainsi que les outils, ressources et processus dont la CCSN s'est servie pour attribuer une cote de rendement globale en matière de sûreté aux centrales nucléaires au Canada.

### Initiatives d'amélioration

1. Des objectifs de rendement ont été définis pour chacun des programmes et des domaines de sûreté,
2. Des instructions internes relatives au travail ont été préparées et circulées pour application sur le terrain,
3. Des formulaires pour l'attribution de cote de rendement ont été élaborés afin d'uniformiser l'examen et les évaluations de chacun des domaines de sûreté et programmes,
4. Des formulaires de sondage (2005 et 2006) ont été distribués au personnel afin de faire la collecte de leur rétroaction et de trouver les leçons qui en ont été tirées, et
5. Un groupe de travail a été mis en place afin d'analyser les données recueillis lors des sondages et de formuler des recommandations d'amélioration portant tant sur le processus de préparation des rapports que les rapports eux-mêmes.

### Outils

1. Le tableau A3.14.4.2 à la page 93 du troisième rapport national du Canada montrant les domaines de sûreté, les programmes et les éléments d'examen,
2. Des formulaires d'attribution de cote aux programmes contenant des analyses systématiques d'éléments d'examen choisis, faisant appel au jugement d'experts et/ou des mesures de rendement connues découlant d'observations provenant des activités de conformité (les rapports soumis en vertu de la norme S-99), les inspections, les analyses d'événements, le suivi des actions correctives)
3. Des formulaires d'attribution de cote aux domaines de sûreté qui contiennent des informations provenant des formulaires d'attribution de cote aux programmes ainsi qu'une cote intégrée pour le domaine de sûreté, et
4. Des instructions internes relatives au travail.

### Ressources

1. Les rapports des inspections effectuées par la CCSN,
2. Les rapports soumis par les titulaires de permis en vertu de la norme d'application de la réglementation S-99, *Rapports à soumettre par les exploitants de centrales nucléaires*,
3. Autres documents des titulaires de permis, lorsque approprié, et

#### 4. Les communications pertinentes (internes et externes).

#### Le processus d'attribution de cote de rendement

##### 1. L'évaluation des programmes

- les programmes sont évalués par des spécialistes, des superviseurs des bureaux d'inspection aux sites et/ou des membres des divisions des programmes de réglementation de la CCSN
- des ressources sont assignées pour faire la collecte d'information et de données pertinentes aux programmes (le tableau A3.14.4.2 peut servir de guide),
- les formulaires d'attribution de cote sont remplis en se fondant sur les analyses de l'information rassemblée et des conclusions qu'on en a tirées,
- pour chacun des programmes, le formulaire d'attribution de cote contient une évaluation sommaire de chacun des éléments d'examen et une cote globale pour le « programme » et sa « mise en œuvre » ainsi qu'une évaluation globale du « programme » et de sa « mise en œuvre »,
- si plus d'un membre du personnel participe à l'évaluation d'un programme, un accord commun est recherché afin de pouvoir compléter le formulaire d'attribution de cote,
- le jugement exprimé sur les formulaires d'attribution de cote doit recevoir l'approbation du directeur de chacune des divisions qui ont participé à l'évaluation du programme,
- le formulaire d'attribution de cote est ensuite examiné et approuvé par le directeur de la DPR responsable de la centrale nucléaire en cause, et
- Si des mésententes persistent, la décision finale relève du directeur de la DPR.

##### 2. L'évaluation des domaines de sûreté

- les formulaires d'attribution de cote aux domaines de sûreté sont complétés en se fondant sur le jugement d'experts et sur des communications avec des pairs, se référant aux cotes et aux évaluations sommaires retrouvées sur les formulaires d'attribution de cote aux programmes,
- Une fois complété, chacun des formulaires d'attribution de cote aux domaines de sûreté contient une cote pour le volet « programme », une autre pour le volet « mise en œuvre » ainsi qu'une évaluation sommaire de chacun de ces volets,
- les cotes apparaissant sur les formulaires sont approuvées par le directeur de la division des spécialistes qui ont participé à l'évaluation ou de la DPR en cause,
- Le formulaire d'attribution de cote est examiné et approuvé par le directeur de la DPR étant responsable de la centrale nucléaire en cause,
- Si des mésententes persistent, la décision finale relève du directeur de la DPR, et
- Le mécanisme de résolution de problème suivant est appliqué :
  - Le directeur de la division responsable des programmes de réglementation est responsable de la décision finale relative aux cotes attribuées aux programmes et domaines de sûreté, et
  - en prenant cette décision, le directeur de la DPR :
    - tient compte d'autres facteurs et informations ainsi que de l'état global de la centrale en cause,
    - s'efforce d'en arriver à un accord commun avec les membres du personnel qui ont participé,
    - donne les raisons justifiant la décision prise.

##### 3. L'évaluation globale par le personnel de la CCSN du rendement en matière de sûreté des centrales nucléaires au Canada

*Dans le Rapport annuel de la CCSN sur le rendement en matière de sûreté des centrales nucléaires au Canada :*



- les cotes provenant des formulaires d'attribution de cote sont présentées dans des tableaux de même que des sommaires descriptifs des analyses effectuées et des justifications,
- si le rapport sur les centrales nucléaires coïncide avec le rapport de mi-parcours pour une centrale, une évaluation sommaire du rendement de cette centrale nucléaire est insérée, et
- Une évaluation globale du rendement en matière de sûreté des centrales nucléaires au Canada est incluse en termes du degré auquel les attentes de la CCSN ont été satisfaites dans les différents domaines de sûreté.

## **Annexe 5 : Le système d'indicateurs de rendement en matière de sûreté utilisé par les centrales nucléaires au Canada**

Les systèmes d'indicateurs de rendement en matière de sûreté utilisés à l'interne par les centrales nucléaires sont fondés sur des mesures conçues par les gestionnaires afin de déterminer leur capacité d'atteindre les objectifs et cibles en matière de sûreté de leur division. Chacune des divisions a formulé son propre énoncé d'intention qui décrit comment elle contribue aux objectifs et aux priorités de la centrale.

Par exemple, à Énergie nucléaire Nouveau-Brunswick (ENNB), des objectifs et des cibles spécifiques sont établis pour chacun des plans opérationnels de chacune des divisions en se fondant sur l'approche de la carte de pointage équilibrée.

Présentement, ENNB a formulé trois objectifs globaux pour la centrale:

- 1) une exploitation sûre et fiable,
- 2) une remise à neuf complétée conformément à l'horaire et le budget prévus, et
- 3) l'atteinte d'un rendement reconnu mondialement.

L'atteinte de ces objectifs requiert d'accorder une attention toute particulière à la sûreté. Des étapes clés de la remise à neuf ne peuvent être complétées que si les exigences en matière de sûreté et de qualité sont satisfaites. Par exemple, dans l'énoncé du but de la section Sûreté nucléaire, on peut lire :

- Définir les limites d'exploitation sûre et vérifier que la centrale est exploitée de manière sûre et conforme aux revendications faites à l'appui du permis d'exploitation,
- Apporter son appui aux efforts de résolution des questions liées à l'analyse de sûreté, et
- Obtenir les permis et en faire le suivi et répondre aux questions en matière de sûreté soulevées par l'organisme de réglementation.

Certains des indicateurs de rendement conçus par la section Sûreté nucléaire afin de juger de sa capacité à atteindre ces objectifs sont :

- Le nombre de réunions concernant la planification avancée du travail en centrale auxquelles personne de la section n'a assisté,
- Le nombre d'examen de la sûreté de travaux planifiés en centrale qui n'ont pas été complétés selon l'échéance prévue à l'avance,
- Le progrès réalisé concernant le règlement des questions soulevées par des analyses et des évaluations de sûreté en comparaison à la cédule,
- Le progrès concernant la réalisation des engagements envers l'organisme de réglementation au sujet de la remise à neuf et la satisfaction des exigences réglementaires relatives au rechargement du combustible et au redémarrage suite à la remise à neuf.

Pour chacun des indicateurs de rendement, le chef de division établit des cibles spécifiques, et une cote verte, jaune ou rouge en fonction de ces cibles est attribuée à chacune des mesures prises:

- Verte – atteint la cible ou la dépasse même
- Jaune - il est possible que les cibles ne soient pas atteintes
- Rouge – n'atteint pas les cibles

Des représentations graphiques montrant l'état de chacune des mesures sont mises à jour régulièrement et affichées bien en vue à l'intérieur de la division. L'approche de la carte de pointage équilibrée nécessite que des mesures appropriées soient prises pour tous les objectifs des divisions, mais elle requiert également que les cibles visées soient équilibrées de sorte qu'un

mélange approprié de cotes vertes, jaunes et rouges soient attribuées et que les aspects pour lesquels l'allocation des ressources devrait être modifiée sont identifiés assez à l'avance pour pouvoir éliminer les tendances négatives. Toutes les représentations graphiques vertes sont interprétées comme un signe de cibles trop faciles tandis que les rouges seraient un signe de cibles et d'horaires de projet irréalistes. Puisque de tels travaux à la centrale impliquent des composantes et une contribution de plusieurs divisions et sections, le succès global dépend de l'atteinte d'un bon équilibre au moment de négocier des horaires et de s'engager à les respecter.

Il est toujours difficile de concevoir des indicateurs de rendement qui sont suffisamment exhaustifs pour s'assurer que les sections et les divisions sont organisées de façon à atteindre et sont capables d'atteindre les objectifs des divisions établis à l'appui des objectifs globaux de la centrale et que les cibles présentent un défi assez grand, mais réaliste.

## **Annexe 6 : Le programme de réglementation et la compétence du personnel de la CCSN en matière de facteurs humains**

### Le programme de réglementation de la CCSN en matière de facteurs humains

Les différents aspects des facteurs humains faisant l'objet d'examen de la part de la CCSN incluent les facteurs humains relatifs à la conception, aux analyses de la fiabilité des personnes, à l'organisation du travail et à la conception des tâches, aux procédures et aux outils de travail, au rendement humain, à la surveillance du rendement et aux améliorations qu'on y apporte ainsi qu'à l'organisation et à la gestion.

Ces évaluations regroupent plusieurs types d'activités de réglementation. Les programmes des titulaires de permis sont évalués lors de toute délivrance ou de tout renouvellement de permis. Le personnel de la CCSN effectue des inspections de conformité portant sur les différents éléments d'examen afin d'évaluer la pertinence des programmes et l'efficacité de leur mise en œuvre. Des spécialistes en facteurs humains examinent également les documents soumis par les titulaires de permis pour se conformer aux exigences réglementaires ou à la suite de demandes de la part de la CCSN. Ceci offre une autre occasion d'évaluer la pertinence des programmes des titulaires de permis dans ces domaines. Les titulaires de permis doivent soumettre des rapports au sujet d'événements qui répondent à certains critères définis par l'organisme de réglementation. Le personnel de la CCSN analyse ces événements afin de déceler les problèmes de sûreté émergents et les tendances.

Les résultats de ces activités de réglementation sont intégrés par des spécialistes en facteurs humains et servent à déterminer l'efficacité globale des programmes des titulaires de permis et de leur mise en œuvre. Pour évaluer les programmes des titulaires de permis et leur mise en œuvre, les spécialistes en facteurs humains de la CCSN se servent de documents d'application de la réglementation internes de même que de normes internationales reconnues. Les cotes de rendement attribuées au programme « facteurs humains », de même que celles au programme « gestion de la qualité » et au programme « formation, examen et accréditation », sont intégrées aux cotes de rendement du domaine de sûreté « assurance du rendement ». Les cotes de rendement sont publiées dans les « Rapports annuels sur le rendement en matière de sûreté des centrales nucléaires au Canada » qui sont disponibles sur le site Web de la CCSN à [www.nuclearsafety.gc.ca](http://www.nuclearsafety.gc.ca).

### La compétence du personnel de la CCSN en matière de facteurs humains

À la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN), les spécialistes supérieurs en facteurs humains doivent posséder au moins une maîtrise en ingénierie des facteurs humains, en génie industriel, en psychologie de l'ingénierie, en ergonomie ou un autre diplôme connexe. La plupart des sept spécialistes supérieurs dans ce domaine à la CCNS possèdent un doctorat en facteurs humains. De plus, il est désirable que de tels spécialistes aient acquis une expérience pertinente et en profondeur de l'élaboration et la mise en œuvre de programmes « facteurs humains » dans un environnement de procédés industriels (par exemple, nucléaire, de l'aviation, chimique, des transports), de préférence dans une industrie où une fiabilité élevée est importante. Les spécialistes supérieurs en facteurs humains doivent également être admissibles à devenir membre d'une société professionnelle reconnue dans le domaine des facteurs humains comme la Société de l'ergonomie et des facteurs humains des États-Unis, l'Association des facteurs humains du Canada et la Société de l'ergonomie de la Grande-Bretagne.

Les connaissances que les spécialistes supérieurs en facteurs humains doivent posséder incluent ce qui suit :

- une bonne connaissance des principes en matière de facteurs humains, théorie, méthodes, normes et lignes directrices,
- une bonne connaissance des questions en matière de facteurs humains se rapportant au cycle de vie des centrales nucléaires, incluant les erreurs humaines, la conception des interfaces entre l'homme et les systèmes, l'organisation du travail, la conception des tâches et la conception des procédures,
- une connaissance approfondie des capacités et limites humaines tant physiques que cognitives incluant, les capacités de mémoriser et de porter attention, le traitement de l'information, la prise de décisions, et l'anthropométrie,
- une bonne connaissance des méthodes et des techniques utilisées dans le domaine des facteurs humains dont les méthodes servant aux analyses des fonctions, des tâches, des erreurs humaines, de la charge de travail, et de celles servant à effectuer des vérifications et des validations, et
- une bonne connaissance de la conception des interfaces homme-machine et homme-ordinateur et des sujets d'évaluation qui ont trait aux installations nucléaires au Canada incluant les aspects touchant l'affichage de l'information, les indications d'alarme, les systèmes facilitant la prise de décisions, la conception des dispositifs de commande, l'aménagement du lieu de travail et la conception des stations de travail.

Les spécialistes supérieurs en facteurs humains, ainsi qu'un spécialiste en organisation et gestion, font partie de la Direction du rendement humain et organisationnel de la CCSN. De façon générale, les activités de surveillance relatives spécifiquement au domaine des facteurs humains (par exemple, conception, formation, procédures, heures de travail, etc.) sont effectuées par les spécialistes supérieurs. Le spécialiste en organisation et gestion participe également lorsque des questions de gestion et de culture de sûreté entrent en jeu.

## **Annexe 7 : Les principales améliorations apportées à la capacité des systèmes d'arrêt et au système de refroidissement d'urgence du cœur à Pickering-A**

### **1. Les modifications techniques effectuées afin d'améliorer la capacité des systèmes d'arrêt**

Les modifications techniques suivantes ont été effectuées afin d'améliorer la capacité des systèmes d'arrêt des tranches n° 1 et 4 à Pickering-A.

Un système d'arrêt d'urgence amélioré (SAUE) a été ajoutée au système d'arrêt d'urgence (SAU) A déjà en place à Pickering-A afin de réduire davantage la probabilité que le réacteur ne puisse être arrêté. En autant que possible, on a rendu les SAUE et SAUA indépendants l'un de l'autre (tenant compte des contraintes associées à effectuer de la rénovation avec de nouveaux équipements dans une centrale en exploitation), des capteurs de déclenchement jusqu'au dernier relais de la logique d'insertion des barres d'arrêt et de la logique de la vidange du modérateur (n'incluant pas les mécanismes d'embrayage des barres d'arrêt ou les vannes de vidange du modérateur). L'amélioration apportée consistait en un nouvel ensemble triple de détecteurs et de logiques de déclenchement renforcé par une nouvelle logique de vidange du modérateur. Les paramètres de déclenchement du SAUE sont une surpuissance neutronique, un taux logarithmique élevé, une haute pression du circuit caloporteur, une basse pression du circuit caloporteur et un déclenchement manuel. L'amélioration comprenait également l'addition de deux barres d'arrêt augmentant ainsi leur nombre total à 23. Les équipements ont été choisis et installés de façon à satisfaire aux exigences en matière de qualification environnementale.

Le SAUE donne la possibilité de détecter des conditions d'exploitation nécessitant un arrêt du réacteur, au-delà de ce que le système SAUA peut faire. Le SAUE initie indépendamment et automatiquement le fonctionnement des mécanismes de contrôle de la réactivité (par exemple, barres d'arrêt et/ou les vannes de vidange du modérateur) suite à une grosse perte de caloporteur (GPERCA) ou une perte de régulation de la puissance du réacteur à un taux rapide et fournit une couverture du déclenchement automatique en cas d'une perte de la régulation spatiale de la puissance. Le SAUE initie également une vidange du modérateur si la baisse de la puissance du réacteur est inadéquate après qu'il ait détecté une condition nécessitant un déclenchement. Par les mécanismes d'arrêt de la vidange du modérateur qu'il comporte, le SAUE permet de s'assurer que la fiabilité du modérateur comme source froide ne sera pas réduite indument suite à un GPERCA combiné à un arrêt effectué par l'insertion des barres d'arrêt. Les deux nouvelles barres d'arrêt et les paramètres de déclenchement du SAUE sur haute et basse pression du circuit caloporteur ont amélioré la capacité des barres d'arrêt à effectuer un arrêt et la couverture des paramètres de déclenchement relative aux défaillances de systèmes de procédé qui n'occasionnent pas un transitoire rapide de la puissance.

### **2. Les modifications techniques complétées afin d'améliorer la fiabilité du système d'arrêt d'urgence du cœur**

À Pickering-A, les modifications apportées au système d'arrêt d'urgence du cœur se divisent en deux groupes :

Groupe 1 : Celles visant à réduire la fréquence prévue des dommages importants au cœur

Groupe 2 : Celles visant à apporter des améliorations au système permettant de répondre aux exigences sismiques et à celles en matière de qualification environnementale ainsi que celles visant à apporter d'autres améliorations au système.

**Groupe 1:** Réduire la fréquence actuellement prévue de dommages graves au cœur à une valeur moindre que celle que prévoit l'étude probabiliste du risque effectuée au niveau corporatif à OPG (réf. NA44-CORR-00531-00085)

À titre de toile de fond, il est bon de noter que les défaillances modérateur/recirculation du SRUC constituent le cas offrant la deuxième plus importante opportunité de réduire les risques combinés. Le lien actuel entre le refroidissement du modérateur et la recirculation du SRUC rend cette recirculation vulnérable à plusieurs défaillances de procédés qui ont servi d'hypothèses dans l'évaluation du risque à Pickering-A suite à une PERCA. En éliminant les principaux modes de défaillances liés à la recirculation du SRUC, il a été possible de réduire la fréquence des dommages importants au cœur à  $5 \times 10^{-5}$  (événements par année)

Les modifications suivantes ont été apportées à la conception du système modérateur/recirculation du modérateur :

- (a) le circuit de conditionnement a été reconfiguré afin de permettre la fermeture des vannes de sortie de la calandre (VSC) et ainsi éliminer les défaillances du contrôle de procédés connexes,
- (b) la grosseur des vannes de sortie du réservoir de vidange a été modifiée et ces vannes ont été reconfigurées afin qu'une circulation alternative fiable à des fins de conditionnement soit disponible,
- (c) les positions prises en cas de pannes par les VSC et les vannes de sortie du réservoir de vidange ont été modifiées afin qu'elles correspondent aux positions que les vannes de recirculation du SRUC prendraient à long terme lorsqu'elles sont en mode de fonctionnement à sûreté intégrée,
- (d) une source de refroidissement de relève des échangeurs de chaleur du modérateur a été mise en place,
- (e) la logique d'ouverture des vannes de recirculation de la voute a été modifiée,
- (f) les alimentations électriques de 48 V c.c. servant au contrôle des climatiseurs de la salle du modérateur ont été séparées, et
- (g) un conduit reliant les sorties de la calandre a été installé pour les essais des VSC.

**Groupe 2:** Les améliorations apportées (les modifications majeures seulement) aux systèmes RUC, modérateur, caloporteur et à leurs systèmes connexes comprennent les suivantes :

- (a) la conception des crépines de recirculation du RUC a été révisée et ils ont été remplacés,
- (b) les actionneurs, les tiges et les cales des vannes du système de refroidissement en temps d'arrêt ont été améliorés et remplacés,
- (c) le nombre de vannes de recirculation de l'eau lourde a été doublé,
- (d) les vannes d'injection de la recirculation du RUC, leurs actionneurs et leurs vannes de drain ont été améliorés et remplacés ainsi que l'instrumentation connexe,
- (e) les actionneurs et les interrupteurs de fin de course des vannes d'injection haute pression ont été améliorés et remplacés,
- (f) les transmetteurs de niveau de la calandre et du réservoir de vidange ainsi que l'instrumentation connexe (l'instrumentation de détection des PERCA dans le cœur) ont été améliorés et remplacés,
- (g) les transmetteurs de pression du circuit caloporteur primaire (CCP) servant au RUC et l'instrumentation connexe ont été améliorés et remplacés,
- (h) les transmetteurs de pression des générateurs de vapeur servant au RUC et l'instrumentation connexe ont été améliorés et remplacés,
- (i) le moteur de la pompe du puisard actif de la salle du modérateur a été amélioré et remplacé; la conception de l'instrumentation de niveau du puisard et du conduit à la décharge de la pompe a été révisée,

- (j) les climatiseurs des deux salles du modérateur ont été améliorés et remplacés et les gaines de refroidissement ont été reconfigurées,
- (k) les vannes d'entrée et de sortie du modérateur dans la calandre, leurs actionneurs et l'instrumentation connexe ont été améliorés et remplacés,
- (l) les actionneurs des vannes pneumatiques et électriques de recirculation de la voute ont été améliorés et changés,
- (m) la vanne de sortie du puisard de la voute de la calandre a été enlevée et
- (n) les deux échangeurs de chaleur du modérateur (servant pour le RUC en mode recirculation) ont été améliorés et remplacés,
- (o) les moteurs de cinq pompes du modérateur ont été améliorés et remplacés,
- (p) un appoint de relève en air d'instrumentation à l'équipement du SRUC a été installé,
- (q) la qualification sismique des panneaux de commande des moteurs de l'équipement du SRUC a été améliorée,
- (r) le câblage du SRUC possédant une qualification environnementale ont été remplacés,
- (s) l'instrumentation du SRUC et celui devant servir lorsque la salle de commande ne peut être occupée ont été améliorées,
- (t) un nouvel échangeur de chaleur servant au refroidissement du réservoir de stockage du SRUC a été installé, et
- (u) le matériel isolant pour les conduites du CCP se trouvant dans la salle des générateurs de vapeur (concernant la question de débris pouvant nuire au fonctionnement du SRUC lors d'une perte de caloporteur) a été remplacé.



## **Annexe 8 : ALARA, les limites de dose et les seuils d'intervention**

### **ALARA**

L'article 4 du *Règlement sur la radioprotection* de la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) exige que tous les titulaires de permis mettent en œuvre un programme de radioprotection et, dans le cadre de ce programme, maintiennent le degré d'exposition aux produits de filiation du radon ainsi que la dose efficace et la dose équivalente qui sont reçues par la personne, et engagées à son égard, au niveau le plus faible qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre, compte tenu des facteurs économiques et sociaux, par :

- (i) la maîtrise des méthodes de travail par la direction,
- (ii) les qualifications et la formation du personnel,
- (iii) le contrôle de l'exposition du personnel et du public au rayonnement,
- (iv) la préparation aux situations inhabituelles;

### **Les limites de dose**

En plus, en vertu de l'article 13 du *Règlement sur la radioprotection* de la CCSN, les titulaires de permis doivent s'assurer que les limites de dose efficace suivantes ne sont pas dépassées: pour les travailleurs du secteur nucléaire, 50 mSv par période de dosimétrie d'un an et 100mSv par période de dosimétrie de cinq ans; pour une travailleuse enceinte du secteur nucléaire, 4 mSv au cours du reste de la grossesse; et pour les personnes autres que les travailleurs du secteur nucléaire (le public), 1 mSv par année civile.

### **Les seuils d'intervention**

Il est stipulé au paragraphe 3(1) du *Règlement général sur la sûreté et la réglementation nucléaires* qu'une demande de permis doit inclure tout seuil d'intervention proposé. L'alinéa 6(1) du *Règlement sur la radioprotection* de la CCSN donne la définition suivante du terme « seuil d'intervention »: une dose de rayonnement déterminée ou de tout autre paramètre qui, lorsqu'il est atteint, peut dénoter une perte de contrôle d'une partie du programme de radioprotection du titulaire de permis et rend nécessaire la prise de mesures particulières. En vertu de l'alinéa 6(2) du même règlement, le titulaire de permis qui apprend qu'un seuil d'intervention a été atteint doit aviser la CCSN, faire enquête pour établir la cause ainsi que dégager et prendre des mesures pour rétablir l'efficacité du programme de radioprotection. Il est stipulé au paragraphe 6.3.2.1 b de la norme S-99 de la CCSN *Rapports à soumettre par les exploitants de centrales nucléaires* que le titulaire de permis qui apprend qu'un seuil d'intervention a été atteint doit, dans les 45 jours qui suivent la connaissance de ce fait, déposer auprès de la CCSN un rapport. En 2001, la CCSN a publié le guide d'application de la réglementation G-228 *Élaboration et utilisation des seuils d'intervention* à l'intention des demandeurs de permis de la CCSN, autres qu'un permis d'abandon.

## **Annexe 9 : Mesures de mise en œuvre des lignes directrices sur la gestion des accidents graves au Canada**

La mise en œuvre des lignes directrices sur la gestion des accidents graves (LDGAG) aux centrales nucléaires au Canada a progressé de façon variée aux différentes installations. Les mesures devant être mises en œuvre peuvent différer sensiblement en fonction de l'emplacement et de la conception des centrales nucléaires, certaines étant des centrales à tranche unique situées dans des endroits ruraux relativement éloignés et d'autres étant des centrales à tranches multiples situées à proximité d'importants centres urbains. Les mesures d'intervention en cas d'urgence hors site relèvent du gouvernement de la province où la centrale est située et les mesures devant être mises en œuvre varient. Généralement, les plans d'intervention en cas d'urgence sont suffisamment exhaustifs pour couvrir les interventions en cas d'accidents graves, les scénarios des exercices ayant tendance à porter une attention sur les événements plus graves afin de pouvoir mettre à l'essai l'étendue globale des plans provinciaux. Il est prévu que la plupart des modifications se rapporteront à la mise en œuvre du programme de gestion des accidents graves sur le site par les propriétaires des centrales nucléaires, ceux qui détiennent le permis d'exploitation des installations.

La mise en œuvre des LDGAG est présentement en cours à la centrale nucléaire de Point Lepreau au Nouveau-Brunswick et des révisions des plans d'urgence connexes ont été entreprises. Nous pouvons nous servir de cette centrale nucléaire à titre d'exemple des mesures qui seraient mis en œuvre pour faire face aux accidents graves. Pointe Lepreau est une centrale à tranche unique, propriété d'une petite compagnie d'électricité et située dans un endroit rural relativement éloigné, approximativement à 1h et 40 minutes de route de la capitale provinciale Fredericton. Parce qu'elle est située dans un endroit relativement éloigné, au moment de construire la centrale, le gouvernement provincial a décidé de distribuer à l'avance des pilules d'iode à tous les foyers autour du site de la centrale. En cas d'un accident grave à Point Lepreau, le plan d'intervention en cas d'urgence nucléaire du gouvernement provincial serait mis en œuvre et une décision concernant les meilleures mesures à prendre pour protéger le public serait prise en se fondant sur l'état de la centrale, les conditions météorologiques et la direction des vents qui prévalent ainsi que l'état des routes devant servir à évacuer les gens. Si les conditions laissaient présager que la meilleure décision serait l'évacuation des gens, une des routes d'évacuation et destinations présélectionnées serait choisies, les centres d'accueil seraient ouverts et les habitants dans un rayon de 20 km autour de la centrale seraient automatiquement informés par l'organisme responsable de la notification à la collectivité de l'incident, de la recommandation de procéder à une évacuation, la destination où se rendre et la route à emprunter. Cet organisme envoie un avis et un message choisi qui apparaît sur un affichage visuel dans les résidences des habitants. Au besoin, l'organisme rapporte également la liste des personnes à qui l'avis n'a pas été envoyé, et celles-ci reçoivent la visite d'un garde civile de leur communauté. L'organisme pourrait aussi recommander aux gens de se réfugier à l'intérieur et de prendre les pilules d'iode distribuées à l'avance si l'organisme provincial d'intervention en cas d'urgence détermine que ceci serait une meilleure option.

Suite à un accident grave, les exploitants d'une centrale nucléaire déclarerait une urgence générale au site de la centrale et mettrait en œuvre les mesures devant être prises sur le site en cas d'urgence. Les modifications apportées afin de faciliter la gestion des accidents graves portaient principalement sur l'organisme de direction en cas d'incident à la centrale, l'emphase étant mise sur une assurance par tout moyen disponible et possible, que les fonctions de « contrôle, refroidissement et confinement » essentielles soient disponibles afin d'assurer la sûreté et atténuer les effets.

## **Annexe 10 : Risques radiologiques et les niveaux des mesures de protection à l'égard de la planification des mesures d'urgence hors site**

Un des risques à court terme pourrait être le rayonnement externe émanant du nuage radioactive, par exemple, de l'iode radioactive pourrait être absorbée par la glande thyroïde. Certains types d'accidents pourraient entraîner des risques à cause du dépôt de matières radioactives sur le corps, le sol ou la nourriture. Dans plusieurs des cas, le risque à long terme proviendrait probablement de la consommation d'aliments contaminés, particulièrement le lait et l'eau.

Habituellement, les plans des mesures d'urgence provinciaux comprennent des seuils d'application des mesures de protection (SAMP) ceux-ci étant des mesures de prévention visant à protéger la population vivant à proximité d'une centrale nucléaire. De plus, au moment d'envisager la mise en œuvre des SAMP dans un secteur donné de la zone primaire ou secondaire, certains groupes de la population peuvent nécessiter une attention particulière. Par exemple, les femmes enceintes – et dans certains cas les enfants et les nouveaux nés – sont comptés parmi ce groupe vulnérable, qui comprendrait également les patients dans les hôpitaux et autres institutions, les habitants de maisons de soins infirmiers qui sont confinés au lit, les personnes handicapées et les prisonniers.

Les SAMP facilitent la planification et la prise de décisions pendant une situation d'urgence. Exprimés en termes de doses de rayonnement prévues, ils procurent une orientation de nature technique sur le besoin d'appliquer des mesures de protection spécifiques telles évacuer les gens, prendre refuge, restreindre l'accès aux zones touchées et bloquer la fixation de l'iode radioactif dans la glande thyroïde. Les SAMP ayant trait à l'interdiction de consommer la nourriture et l'eau touchées sont définis en termes de seuils ou de concentrations de radionucléide.

Lorsque le temps disponible pour la prise de décisions est court, il serait absolument approprié de se servir des SAMP comme seuls critères techniques donnant une indication du besoin d'appliquer toute mesure de protection. Cependant, lorsqu'il n'existe pas une situation d'urgence et lorsqu'on fait face à des petites doses prises au cours d'une longue période, il est préférable de tenir compte, en plus des SAMP, d'autres facteurs techniques comme la dose collective et son impact probable sur la santé.

Puisque bloquer la fixation de l'iode radioactif dans la glande thyroïde protège les personnes uniquement contre l'iode radioactif et que celui-ci peut constituer seulement une partie des émissions radioactives dangereuses, on devrait tenir compte du blocage de la fixation de l'iode radioactif dans la glande thyroïde et en faire usage conjointement avec d'autres mesures de protection.

Lorsque d'autres mesures de protection peuvent offrir une protection efficace contre toutes ou la plupart des composantes des dangers radiologiques, incluant l'iode radioactif, elles devront être choisies en préférence au blocage de la fixation de l'iode radioactif dans la glande thyroïde.

La Commission canadienne de sûreté nucléaire connaît ces approches et peut s'ajuster en conséquence afin de faire face aux urgences en question.

## **Annexe 11 : La séquence des événements qui a mené à la perte de régulation à la tranche n° 3 de Bruce-A**

La tranche n° 3 de Bruce-A fonctionnait à pleine puissance lorsque la pression de l'hélium dans le système des barres liquides a augmenté dû à une défaillance du système de contrôle de la pression qui a entraîné l'ouverture complète de la vanne d'appoint.

Au moment de la défaillance, le contrôleur de pression de relève était au mode manuel afin de faciliter le contrôle de la concentration d'hydrogène dans le système qui était alors élevée. Le contrôleur de pression de relève est conçu de façon à compenser les augmentations de la pression de l'hélium, mais puisqu'il était en mode manuel, il n'a pu réagir à l'augmentation de pression. La pression a alors augmenté rapidement, entraînant le drainage de l'eau dans les barres liquides. Ceci a occasionné une augmentation de la puissance du réacteur.

L'augmentation de la puissance du réacteur a été détectée par le système de régulation du réacteur (SRR) qui est entré en action automatiquement pour compenser en ajoutant de l'eau dans les barres liquides afin de diminuer la puissance du réacteur. Cependant, le débit auquel le SRR pouvait ajouter de l'eau dans les barres liquides ne pouvait pas compenser le débit de drainage occasionné par l'augmentation de pression et la puissance du réacteur a augmenté. Un deuxième système de contrôle de la réactivité (baisse contrôlée de puissance [BCP]) a également détecté l'augmentation de la puissance et une des deux chaînes de déclenchement a fonctionné en préparation à l'amorce d'un arrêt de l'augmentation de la puissance. Ces deux actions du SRR se sont produites comme prévu à la conception.

L'augmentation de la puissance du réacteur a également été détectée par les deux systèmes d'arrêt (1 et 2) et la puissance a atteint leurs seuils de déclenchement, avant celui de la BCP, entraînant ainsi l'arrêt de l'augmentation de la puissance. Les deux systèmes d'arrêt ont été déclenchés et le réacteur a été arrêté automatiquement.

Moins d'une minute après la défaillance initiale du système de contrôle de la pression d'hélium, le défaut était réglé et le système des barres liquides fonctionnait de nouveau normalement.

### Composantes

Les contrôleurs de pression en cause lors de cet événement étaient des Fischer-Porter, modèle n° 53L4431BDKBAA, 350-550 kPad.

La cause apparente du transitoire est la défaillance de la boucle de contrôle 3-63480-PT62/PIC62 qui a entraîné la défaillance de la vanne d'appoint 3-34810-CV79 en position ouverte et la défaillance de la vanne 3-34810-CV87 en position fermée, tandis que le point de consigne de la vanne 34810-CV86 était à 10% ouvert, le contrôleur 3-63480-PIC63 étant en mode manuel. Tenant compte de la défaillance et de l'état des contrôleurs au moment du transitoire, le système de contrôle des barres liquides a fonctionné comme prévu. La boucle de contrôle 3-63481-PIC63 était en mode manuel afin d'établir un débit de recombinaison plus grand et elle n'a pas fonctionné de façon à atténuer l'ampleur de l'événement.

Les raccords du détecteur de pression 3-63480-PT62 à la boucle ont été vérifiés afin de s'assurer de leur bon état et/ou de l'absence de corrosion, conformément au câblage en ligne. On a observé que plusieurs raccords du câblage du PT62 étaient mal ajustés. Un bris d'un de ces raccords aurait entraîné une perte de signal au contrôleur de pression PIC62 et la défaillance décrite

précédemment. Tous les raccords mal ajustés ont été resserrés et aucun autre défaut n'a été observé. Il a été déterminé que le problème était dû à une défaillance intermittente du transmetteur de pression PT62 qui, à son tour, transmettait un mauvais signal au contrôleur de pression.

Les actions suivantes ont été prises:

- Le contrôleur 3-63480-PIC62 a été remplacé. L'inspection préliminaire de ce contrôleur n'a pas révélé de défauts de son fonctionnement.
- Les charges ayant la même alimentation électrique 45 VDC que le transmetteur de pression 3-63480-PT62 ont été vérifiées afin de vérifier si leurs défaillances coïncidaient avec le transitoire. Aucune n'a été identifiée.
- Une modification a été apportée au système afin de pouvoir augmenter manuellement le débit de recombinaison afin de maintenir les conditions chimiques du système conformes aux spécifications.
- Un enregistreur de données a été installé sur le câblage du transmetteur de pression 3-63480-PT62 afin de surveiller le signal d'entrée au cours de l'exploitation.

#### Les actions prises suite à l'événement

Les activités qui ont suivi l'événement portaient sur les trois aspects suivants :

1. confirmer que les systèmes de la centrale avaient fonctionné comme prévu,
2. acquérir une compréhension claire de la défaillance initiatrice de l'événement, et
3. prévenir qu'un tel événement se répète.

L'assurance que les équipements de la centrale avaient fonctionné comme prévu a été obtenue en effectuant un examen détaillé du fonctionnement des systèmes de contrôle de la réactivité (SRR, SAU1 et SAU2). Cet examen a permis de confirmer que tous les systèmes avaient fonctionné comme prévu et que l'augmentation de puissance n'avait pas eu d'effets nuisibles sur le combustible.

L'assurance que la défaillance était comprise et réparée a été obtenue en effectuant des essais rigoureux du système de contrôle de la pression d'hélium, tant du système normalement en usage que du système de relève. Les contrôleurs ont été remis à neuf et des essais dynamiques des boucles de contrôle ont été effectués. Afin d'acquérir une assurance additionnelle, des instruments de surveillance ont été branchés sur le système de contrôle afin de recueillir des données si une autre défaillance devait se produire après que la tranche ait été de retour en fonctionnement normal.

Afin de s'assurer que le contrôleur de relève de la pression de l'hélium dans le système des barres liquides ne soit pas mis en mode manuel, les actions suivantes ont été prises :

1. Toutes les procédures d'exploitation connexes ont été revues afin de s'assurer que le fonctionnement en mode manuel n'était pas permis,
2. Tous les contrôleurs pouvant être placés en mode manuel ont été inspectés afin de confirmer qu'ils fonctionnaient dans le mode approprié, et
3. Une modification à la conception du système d'hélium a été apportée afin d'améliorer la capacité de recombinaison et prévenir que le personnel d'exploitation ait à contrôler manuellement la concentration d'hydrogène.

### Analyse des causes fondamentales

Une équipe multi-disciplinaire composée de personnes expérimentées a effectué une analyse des causes fondamentales de l'événement et déterminé que la cause fondamentale était un manque de respect des procédures de la part du personnel.

Plus précisément, les notes d'exploitation du système des barres liquides avaient été révisées afin de prévenir que les contrôleurs ne soient placés en mode manuel pour effectuer le contrôle de la concentration d'hydrogène. Cependant, les notes d'exploitation n'étaient pas toutes uniformes : à un autre endroit dans les notes d'exploitation du système des barres liquides, il était permis de placer le contrôleur de ce système en mode manuel et la procédure concernant le contrôle chimique exigeait que ce contrôleur soit en mode manuel pour effectuer le contrôle de la concentration d'hydrogène. La difficulté d'application de la méthode approuvée pour effectuer le contrôle de l'hydrogène compliquait davantage cette opération.

Tous ces facteurs incitaient le personnel d'exploitation à se servir de la vieille méthode pour contrôler l'hydrogène et à ne pas se conformer à la bonne procédure.

Afin d'éliminer cette lacune, des améliorations additionnelles ont été apportées au programme d'observation et d'encadrement en chantier (OEC). Les objectifs du programme d'OEC sont d'observer le personnel au travail et de lui procurer une rétroaction immédiate sur son rendement relatif à l'atteinte d'attentes définies et au respect des normes établies. Les améliorations comprennent l'observation à deux conçue afin de s'assurer que les attentes de la vice-présidence Exploitation sont connues, bien comprises et mise en application par tout le personnel d'exploitation. Les observations à deux, conjointement au renforcement et à l'encadrement immédiat, vont se poursuivre jusqu'à ce qu'un comportement approprié soit observé de façon régulière et que le nombre d'événements dus à des erreurs humaines soit suffisamment bas.

Des causes ayant contribué à l'événement et se rapportant aux aspects suivants ont également été identifiées et sont en voie d'être éliminées :

1. La surveillance du bon état des systèmes ne répondait pas aux exigences définies dans les documents directeurs,
2. Le processus de gestion du risque n'était pas appliqué de manière uniforme et le risque de fonctionner avec le contrôleur en mode manuel n'était pas bien compris,
3. Si la conception des mécanismes de purge de l'hélium avait été améliorée, le personnel aurait été plus enclin à en faire usage et à ne pas mettre le contrôleur en mode manuel, et
4. Le processus servant à déterminer les besoins de formation concernant les révisions des procédures n'était pas appliqué de façon uniforme et ne permettait pas toujours d'identifier les modifications apportées aux pratiques en usage depuis longtemps.