



Petits réacteurs modulaires : Stratégie, approches et défis en matière de réglementation

Document de travail DIS-16-04

Mai 2016



Les petits réacteurs modulaires : Stratégie, approches et défis en matière de réglementation

Document de travail DIS-16-04

© Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) 2016

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

Also available in English under the title: Small Modular Reactors: Regulatory Strategy, Approaches and Challenges

Disponibilité du document

Les personnes intéressées peuvent consulter le document sur le [site Web de la CCSN](#) ou l'obtenir, en français ou en anglais, en communiquant avec la :

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

Tél.: 613-995-5894 ou 1-800-668-5284 (Canada seulement)

Télécopieur : 613-995-5086

Courriel : cnscc.information.ccsn@canada.ca

Site Web : suretenucleaire.gc.ca

Facebook : facebook.com/Commissioncanadiennedesuretenucleaire

YouTube : youtube.com/ccsnensc

Twitter : [@CCSN_CNSC](https://twitter.com/CCSN_CNSC)

Historique de publication

Mai 2016

Édition 1.0

Préface

Les documents de travail jouent un rôle important dans la sélection et l'élaboration du cadre et du programme de réglementation de la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN). Ils visent à obtenir, tôt dans le processus, la rétroaction du public sur les politiques et approches de la CCSN.

L'utilisation des documents de travail au début du processus de réglementation souligne l'engagement de la CCSN à l'égard d'un processus de consultation transparent. La CCSN analyse cette rétroaction préliminaire et en tient compte lorsqu'elle détermine le type et la nature des exigences et de l'orientation à établir.

Les documents de travail sont rendus publics aux fins de commentaires pour une période déterminée. À la fin de la première période de commentaires, le personnel de la CCSN examine toutes les observations formulées par le public, puis les affiche sur le [site Web de la CCSN](#) pour une deuxième période de consultation.

La CCSN tient compte de toute la rétroaction obtenue dans le cadre de ce processus de consultation lorsqu'elle établit son approche de réglementation.

En raison de la portée générale du sujet, la CCSN reconnaît que les lecteurs de ce document de travail seront très diversifiés, qu'il s'agisse des développeurs de la technologie qui ont un intérêt technique, des décideurs, des responsables des politiques et des membres du public qui s'y intéressent. Le niveau de connaissance de chaque groupe concernant l'approche de réglementation canadienne peut varier. Pour remédier à cette situation, le présent document fournit de l'information complémentaire sous forme d'annexes.

Table des matières

Sommaire	1
1 Introduction	3
2 Défis clés en matière de réglementation	5
2.1 Introduction.....	5
2.2 Renseignements techniques, y compris les activités de recherche et de développement utilisées pour étayer un dossier de sûreté.....	6
2.3 Processus d'autorisation des installations modulaires multiples sur un même site	8
2.4 Approche pour l'autorisation d'un nouveau réacteur de démonstration.....	9
2.5 Processus d'autorisation et évaluations environnementales pour les parcs de petits réacteurs modulaires	10
2.6 Considérations relatives au système de gestion : Titulaires de permis pour des activités mettant en jeu de petits réacteurs modulaires	11
2.6.1 Système de gestion : effectif minimal dans les installations dotées de petits réacteurs modulaires	12
2.7 Mise en œuvre et vérification des garanties.....	13
2.8 Analyses déterministes et études probabilistes de sûreté.....	15
2.9 Défense en profondeur et atténuation des conséquences des accidents.....	16
2.10 Zones de planification d'urgence.....	17
2.11 Concepts de réacteurs portables.....	19
2.12 Recours accru à l'automatisation dans le cadre de l'exploitation et de l'entretien des centrales	20
2.13 Interfaces homme-machine dans l'exploitation des installations.....	21
2.14 Répercussions des nouvelles technologies sur la performance humaine	23
2.15 Garanties financières pour la continuité des opérations.....	24
2.16 Dispositions sur la sécurité du site.....	25
2.17 Gestion des déchets et déclassement.....	27
2.18 Structures de génie civil sous la surface du sol importantes pour la sûreté	29
3 Technologies de fusion	30
4 Conclusion	32
5 Comment participer	33

Annexe A:	Aperçu des concepts de petits réacteurs modulaires	34
Annexe B:	Renseignements supplémentaires	36
B.1	Contexte	36
B.1.1	Comprendre ce qu'est un petit réacteur modulaire et ce qu'il représente.....	36
B.1.2	Si tous ces nouveaux concepts constituent des améliorations, quels sont les enjeux en matière de réglementation?.....	38
B.1.3	Lieux où les PRM pourraient être déployés.....	38
B.2	Renseignements supplémentaires pour étayer un dossier de sûreté.....	40
B.2.1	Utilisation des codes informatiques pour soutenir les activités de recherche et de développement et les allégations relatives à la sûreté.....	41
B.2.2	Utilisation des renseignements en recherche et développement provenant de l'extérieur du secteur nucléaire.....	41
B.3	Pratique actuelle pour l'autorisation des installations dotées de plusieurs réacteurs sur un même site	42
B.4	Renseignements supplémentaires sur les points à considérer pour l'autorisation de nouveaux réacteurs de démonstration.....	44
B.4.1	Prototypes et installations d'essai	46
B.5	Contexte du processus d'autorisation et des évaluations environnementales pour les parcs de PRM	46
B.6	Renseignements supplémentaires sur les systèmes de gestion des titulaires de permis pour des projets concernant de petits réacteurs modulaires	48
B.6.1	Identification du titulaire du permis.....	48
B.6.2	Renseignements généraux sur l'effectif minimal dans des installations comportant de petits réacteurs modulaires.....	51
B.7	Renseignements généraux sur la vérification des garanties.....	51
B.8	Renseignements supplémentaires sur les analyses déterministes et les études probabilistes de sûreté	52
B.9	Renseignements supplémentaires sur la défense en profondeur et l'atténuation des accidents.....	53
B.10	Renseignements généraux sur les zones de planification d'urgence	57
B.10.1	Renseignements généraux sur les rôles et responsabilités des participants et des organismes responsables.....	59

B.10.2	Renseignements généraux sur les points à examiner pour établir les limites des zones de planification d'urgence	60
B.10.3	Renseignements généraux sur les concepts de réacteurs nucléaires transportables	62
B.11	Renseignements supplémentaires sur l'utilisation accrue de l'automatisation pour l'exploitation et l'entretien des installations	65
B.12	Contexte de la gestion des déchets et du déclasséement	66
B.13	Renseignements sur les ouvrages de génie civil souterrains ayant une importance en matière de sûreté	69
Annexe C:	Regroupement des questions.....	71
Annexe D:	Facteurs spécifiques motivant la préparation de la réglementation	77

Sommaire

Des réacteurs nucléaires de différentes tailles et puissances de sortie ont été utilisés pour diverses applications, comme la recherche, les essais de matériaux, les applications médicales et la production d'énergie électrique. La CCSN réglemente les activités associées à l'ensemble de ces applications.

Au cours des dernières années, de nouvelles technologies de réacteur ont été développées pour fournir de l'énergie électrique aux petits réseaux de distribution d'électricité ou aux régions éloignées hors réseau. Ces technologies sont couramment appelées petits réacteurs modulaires (PRM). Les concepteurs affirment que les PRM permettront de desservir les régions où la construction de grosses centrales nucléaires n'est pas pratique ou possible.

Des compagnies d'électricité, des groupes industriels et des organismes gouvernementaux du monde entier étudient les utilisations possibles des PRM autres que la production d'électricité. Cela comprend, par exemple, la production de vapeur pour des applications industrielles et les installations de chauffage urbain, et la fabrication de produits à valeur ajoutée notamment l'hydrogène comme combustible et l'eau potable dessalée.

Pour se tenir au courant des tendances technologiques et de leurs répercussions réglementaires, de nombreux organismes de réglementation nucléaire, y compris la CCSN, ont examiné l'application de nouvelles caractéristiques aux conceptions de centrale nucléaire plus traditionnelles et de plus haute puissance. Cependant, les PRM constituent des technologies novatrices qui visent à atteindre une efficacité accrue et à réduire les coûts d'exploitation. L'une des questions principales que les organismes de réglementation nucléaire, y compris la CCSN, doivent examiner avec les fournisseurs et les autres parties intéressées concerne les enjeux réglementaires et de délivrance de permis liés aux PRM. Si un promoteur décide de déployer de telles technologies au Canada, quelles sont certaines des principales questions d'ordre réglementaire qui doivent être résolues à l'avance pour satisfaire les exigences d'autorisation canadiennes?

L'approche réglementaire canadienne repose sur une réglementation de longue date tenant compte du risque¹. Les outils de réglementation et les processus décisionnels sont structurés de manière à permettre à un demandeur de permis pour une installation dotée d'un réacteur de proposer d'autres moyens d'atteindre les objectifs de sûreté. Les exigences de la CCSN définissent les objectifs de sûreté que les demandeurs doivent réaliser, et ces objectifs peuvent être atteints de diverses manières. Toutefois, les propositions doivent démontrer, information pertinente à l'appui, qu'elles respectent ou dépassent les exigences réglementaires. Les exigences et l'orientation de la CCSN concernant les installations dotées de réacteurs sont généralement formulées de façon neutre sur le plan technologique. Lorsque c'est possible, elles permettent l'utilisation de l'approche graduelle, qui permet aux demandeurs d'établir la rigueur des mesures de conception, des analyses de sûreté et des dispositions relatives à la conduite de leurs activités de façon proportionnée au niveau du risque posé par l'installation dotée d'un réacteur.

Les outils de la CCSN utilisés pour l'évaluation, la prise de décision, la vérification de la conformité et l'application de la loi permettent de veiller à ce que les approches proposées dans une demande de permis préviendront les risques déraisonnables – pour l'environnement, la santé

¹ Comme il est énoncé dans la norme d'application de la réglementation de la CCSN P-299, *Principes fondamentaux de réglementation*.

et la sécurité des personnes et la sécurité nationale – associés au développement, à la production, à la possession ou à l'utilisation de ces technologies.

En ce qui concerne la réglementation et le processus d'autorisation au Canada, la CCSN estime que :

- Les règlements pris en vertu de la *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires* (LSRN) sont déjà appropriés pour réglementer les activités touchant les PRM.
- Le processus d'autorisation prend en considération le risque et il est indépendant de la technologie ou de la taille des réacteurs, mais la CCSN veut comprendre quelles améliorations peuvent être apportées.
- Les demandes de permis pour des activités et des phases de projet en particulier peuvent être examinées en série ou en parallèle, selon les besoins et l'état de préparation du demandeur.

Même avec une approche réglementaire souple, certaines caractéristiques novatrices peuvent présenter des difficultés lorsqu'il s'agit d'interpréter et d'appliquer les exigences. La CCSN a examiné un certain nombre de domaines clés qui pourraient comprendre des défis liés aux technologies émergentes comme les PRM. Dans certains cas, elle est en mesure de confirmer que les exigences existantes restent valables et utiles. Dans un certain nombre d'autres domaines, il faut examiner plus en profondeur l'incidence des approches novatrices pour confirmer si des exigences ou de l'orientation supplémentaires sont nécessaires pour soutenir davantage celles qui existent déjà.

Le présent document de travail donne un aperçu d'un certain nombre de questions potentielles associées aux PRM que la CCSN a analysées. Ces questions sont décrites de manière détaillée et sont accompagnés d'une courte description d'éléments particuliers à traiter dans les travaux futurs. Le document présente aussi la manière dont la CCSN prévoit aborder d'autres questions à l'aide du processus et des outils de réglementation existants.

La CCSN voudrait avoir les commentaires de toutes les parties intéressées sur les thèmes abordés dans ce document ainsi que sur tout autre thème pertinent à la discussion sur les PRM.

Les petits réacteurs modulaires : Stratégie, approches et défis en matière de réglementation

1 Introduction

Au cours des dernières années, un certain nombre de développeurs de technologies ont exprimé leur intérêt dans la construction et le déploiement possibles de petits réacteurs modulaires (PRM) au Canada. Ils ont cherché à comprendre de quelle manière la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) se prépare à réglementer les activités qui feraient usage des PRM. Des organismes gouvernementaux canadiens, des institutions scientifiques et technologiques, des services publics (sociétés d'État ou entreprises privées), des associations de l'industrie, d'autres organismes de réglementation nucléaire et des membres intéressés du public ont également exprimé leur intérêt à l'égard de l'état du travail préparatoire de la CCSN.

Les nouvelles technologies en cours de développement (dont les PRM et les réacteurs perfectionnés) varient considérablement en taille, en caractéristiques de conception et en types de refroidissement. En outre, les endroits où elles pourraient être installées pourraient différer des centrales nucléaires construites à ce jour. Par exemple, elles pourraient se trouver :

- sur de petits réseaux où la production d'énergie doit demeurer inférieure, par exemple, à 300 mégawatts électriques (MWé) par installation pour maintenir la stabilité du réseau
- à des emplacements en périphérie des réseaux ou hors réseau où les besoins en énergie sont faibles – de l'ordre de 2 à 30 MWé – mais où la production d'énergie est actuellement très coûteuse et dépendante des combustibles fossiles

En plus de la production d'électricité, d'autres usages sont envisagés. Ceux-ci comprennent l'alimentation en vapeur pour les applications industrielles et les installations de chauffage urbain, et la fabrication de produits à valeur ajoutée notamment l'hydrogène comme combustible ou l'eau potable dessalée.

L'annexe A présente un aperçu des concepts de PRM et une liste des fournisseurs de ces réacteurs qui ont demandé à la CCSN des renseignements sur la réglementation.

La plupart des concepts de PRM, même s'ils sont fondés sur des travaux technologiques et sur l'expérience en exploitation de centrales anciennes et existantes, proposent d'utiliser un certain nombre d'approches novatrices. Ces approches peuvent influencer sur la certitude du rendement de ces centrales non seulement dans des conditions d'exploitation normales, mais aussi dans des cas d'accident, où la prévisibilité est primordiale pour assurer la sûreté. Avec leurs incertitudes, ces approches soulèvent des questions d'ordre réglementaire au cours du processus d'autorisation.

L'approche de réglementation canadienne repose sur une réglementation de longue date tenant compte du risque posé par les activités réglementées. Les outils de réglementation et les processus décisionnels sont structurés de manière à permettre à un demandeur de permis pour une installation dotée d'un réacteur de proposer d'autres moyens de satisfaire aux attentes réglementaires. Les propositions doivent démontrer, information pertinente à l'appui, qu'elles respectent ou dépassent les exigences réglementaires. Les exigences et l'orientation actuelles concernant les installations dotées de réacteurs sont généralement formulées de façon neutre sur le plan technologique. Lorsque c'est possible, elles permettent l'utilisation de l'approche graduelle, qui permet aux demandeurs d'établir la rigueur des mesures de conception, des

analyses de la sûreté et des dispositions relatives à la conduite de leurs activités de façon proportionnée au niveau de risque posé par l'installation dotée d'un réacteur. Les éléments à prendre en compte dans l'approche graduelle comprennent ce qui suit :

- la puissance du réacteur
- le terme source
- la quantité et l'enrichissement des matières fissiles
- les éléments de combustible usé, les systèmes à haute pression, les systèmes de chauffage et l'entreposage de produits inflammables, qui peuvent avoir une incidence sur la sûreté du réacteur
- le type d'éléments de combustible
- le type de modérateur, de réflecteur et de caloporteur, et leur masse
- la quantité de réactivité pouvant être insérée et son taux d'insertion, le contrôle de la réactivité ainsi que les caractéristiques inhérentes et autres de ce contrôle
- la qualité de l'enceinte de confinement ou d'autres moyens de confinement
- l'utilisation du réacteur
- le choix de l'emplacement, qui comprend la proximité de zones habitées ou l'éloignement des intervenants d'urgence

Tous ces facteurs ont été pris en compte par le passé dans les activités d'autorisation et de conformité des installations de catégorie I, comme les réacteurs prototypes (p. ex. Whiteshell WR-1), les réacteurs de démonstration (p. ex. le réacteur nucléaire de démonstration Rolphton et la centrale nucléaire de Douglas Point), les réacteurs de recherche et les installations canadiennes de cycle du combustible.

Cependant, compte tenu des approches novatrices, le personnel de la CCSN examine :

- certaines des questions d'ordre réglementaire clés qui pourraient devoir être résolues pour satisfaire aux exigences canadiennes de délivrance de permis
- la pertinence des outils existants du cadre de réglementation pour le traitement des projets possibles à court et à long terme
- des changements possibles aux outils du cadre de réglementation, afin de s'assurer que les approches novatrices tiennent convenablement compte de la sûreté

La CCSN a examiné un certain nombre de domaines clés où des difficultés potentielles pourraient exister. Dans certains cas, la CCSN est en mesure de confirmer que les exigences existantes demeurent valides et utiles. Dans un certain nombre d'autres domaines, il faut examiner plus en profondeur les répercussions des approches novatrices pour confirmer le niveau d'applicabilité des exigences et de l'orientation existantes – et déterminer si d'autres exigences ou orientation sont requises pour appuyer davantage celles qui existent déjà.

La CCSN tiendra compte de la rétroaction des parties intéressées sur le document de travail dans des mises à jour continues de son cadre de réglementation.

2 Défis clés en matière de réglementation

2.1 Introduction

La plupart des concepts de petits réacteurs modulaires (PRM), même s'ils sont fondés sur des travaux technologiques et sur l'expérience en exploitation de centrales anciennes et existantes, utilisent simultanément un certain nombre d'approches novatrices. Les approches novatrices peuvent influencer sur la certitude du rendement de ces centrales non seulement dans des conditions d'exploitation normales, mais aussi en cas d'accident, où la prévisibilité est primordiale pour assurer la sûreté.

En plus de résoudre les défis techniques propres à la conception d'un PRM, le promoteur d'un PRM doit également s'assurer que la conception satisfait aux exigences réglementaires de la CCSN.

Cette section examine certains domaines clés où des approches novatrices pourraient comporter des incertitudes, et où l'information du public et des parties intéressées aiderait à éclairer la politique en matière de réglementation. La liste ci-dessous a été élaborée à la suite d'environ cinq années d'interaction avec des fournisseurs de PRM, des services publics (sociétés d'État ou entreprises privées) des associations de l'industrie, des agences gouvernementales et d'autres parties intéressées qui ont affirmé que les sujets suivants devaient être abordés dans la discussion :

- les renseignements techniques, y compris les activités de recherche et de développement utilisées pour étayer un dossier de sûreté
- le processus d'autorisation des installations modulaires multiples sur un même site
- l'approche pour l'autorisation d'un nouveau réacteur de démonstration
- le processus d'autorisation et d'évaluations environnementales pour les parcs de PRM
- les considérations relatives au système de gestion
- les titulaires de permis pour des activités liées aux PRM
- la vérification des garanties
- les analyses déterministes et études probabilistes de sûreté
- la défense en profondeur et l'atténuation des conséquences des accidents
- les zones de planification d'urgence
- les concepts de réacteurs portables
- le recours accru à l'automatisation pour l'exploitation et l'entretien des centrales
- les interfaces homme-machine dans l'exploitation des installations
- les répercussions des nouvelles technologies sur la performance humaine
- les garanties financières pour la continuité des opérations
- les mesures pour assurer la sécurité du site
- la gestion des déchets et le déclassé
- les structures de génie civil situées sous la surface du sol qui sont importantes pour la sûreté

L'annexe B fournit des renseignements supplémentaires pour permettre au lecteur de mieux comprendre les fondements et la justification de la réglementation à l'égard des sujets énumérés ci-dessus. Le principal public pour ces renseignements comprend notamment des personnes qui connaissent moins bien l'approche canadienne en matière de réglementation et qui souhaitent comprendre pourquoi ces domaines sont importants pour la sûreté. Ces renseignements n'établissent pas une nouvelle politique de réglementation et ils ont été compilés à partir de diverses sources d'information faisant partie du cadre de réglementation existant de la CCSN.

2.2 Renseignements techniques, y compris les activités de recherche et de développement utilisées pour étayer un dossier de sûreté

Les renseignements techniques, comme les activités systématiques de recherche et de développement de l'industrie, contribuent considérablement à appuyer la crédibilité des allégations en matière de sûreté avancées par un demandeur au cours du processus d'autorisation et de la conduite des activités autorisées. Ces renseignements ajoutent à la compréhension des risques associés aux activités proposées (p. ex. l'exploitation d'une installation dotée de réacteurs) et aident à démontrer avec un haut degré de confiance que des mesures de contrôle appropriées sont en place.

Les fournisseurs de PRM affirment que leurs conceptions proposées sont plus simples et qu'elles permettent de réaliser des économies d'échelle, d'améliorer les dispositifs techniques en matière de sûreté et d'assurer un haut degré de sûreté passive ou inhérente en cas de mauvais fonctionnement ou d'accident. Les conceptions proposées combinent des approches en matière de sûreté visant des systèmes multiples de l'installation qui sont interreliés et présentant les caractéristiques suivantes :

- nouveaux matériaux, combustibles et techniques de fabrication
- autres approches de construction
- caractéristiques passives fondées sur une expérience minimale ou limitée en exploitation (dans certains cas, il peut s'agir d'expériences effectuées il y a des décennies)
- de nouveaux concepts d'interface homme-machine et de niveaux d'automatisation (y compris des méthodes pour tenir compte du potentiel d'erreur humaine)
- des approches d'exploitation comme le fonctionnement potentiel en suivi de charge perfectionné² (les centrales nucléaires étaient traditionnellement des installations à charge minimale) qui pourraient toucher les mécanismes de vieillissement, ainsi que les marges d'exploitation et de sûreté
- des codes informatiques nouveaux ou améliorés utilisés pour simuler et prédire les comportements des systèmes techniques dans des conditions d'exploitation normale et des situations d'accident
- les solutions appliquées pour régler les questions de sûreté applicables concernant les conceptions de réacteurs existantes
- d'autres méthodes de conception et d'évaluation de la sûreté
- d'autres approches pour l'entretien et la fiabilité

Toutes ces approches nécessitent des renseignements crédibles dont la qualité est assurée et qui sont appuyés par la recherche et le développement en vue de démontrer les allégations relatives à la sûreté. Dans bien des cas, les autorités réglementaires n'ont pas encore examiné ces allégations. Dans d'autres cas, il peut y avoir des lacunes importantes entre les renseignements tirés d'expériences antérieures (effectuées avec des prototypes et dans des installations de démonstration) et les renseignements nécessaires au soutien de l'exploitation à long terme d'une centrale moderne.

² Toutes les centrales ont des capacités de suivi de charge, mais pour les centrales nucléaires, ce suivi de charge a été limité par la capacité du réacteur d'ajuster la puissance au fil du temps. Des PRM en cours d'élaboration pourront effectuer des ajustements rapides de la puissance et se comporter comme une turbine à gaz. Cette réaction rapide est nécessaire pour de très petits réseaux, des réseaux avec des changements de charge rapides et des réseaux alimentés par des sources d'approvisionnement intermittentes.

Le document d'application de la réglementation de la CCSN [RD/GD-369 : Guide de présentation d'une demande de permis, Permis de construction d'une centrale nucléaire](#) détaille le niveau d'information requis pour appuyer les allégations relatives à la sûreté dans une demande de permis de construction. Les documents d'application de la réglementation relatifs au domaine de sûreté et de réglementation explicitent davantage la portée et la profondeur des renseignements à l'appui.

Le processus d'examen de la conception d'un fournisseur préalable à l'autorisation, effectué par la CCSN, est décrit dans le document [GD-385 : Examen de la conception d'un réacteur de fournisseur préalable à l'autorisation](#). Un fournisseur de réacteur a l'occasion de démontrer, tôt dans le processus, qu'il a un programme de recherche et développement en place qui pourra appuyer un futur dossier de sûreté et, en particulier, de démontrer la sûreté de tout aspect novateur de la conception ou de l'exploitation de l'installation.

La CCSN détermine la mesure dans laquelle les titulaires de permis satisfont aux exigences et aux attentes réglementaires liées au rendement des programmes dans quatorze domaines de sûreté et de réglementation (DSR). Les DSR sont les sujets techniques que la CCSN utilise afin d'évaluer, d'examiner et de vérifier les exigences réglementaires et le rendement dans l'ensemble des activités réglementées d'une installation et d'en faire rapport. Ils sont regroupés d'après leur domaine fonctionnel (Gestion, Installations et équipement et Principaux contrôles et processus) comme suit :

- Gestion
 - Système de gestion
 - Gestion de la performance humaine
 - Conduite de l'exploitation
- Installations et équipement
 - Analyse de la sûreté
 - Conception matérielle
 - Aptitude fonctionnelle
- Principaux contrôles et processus
 - Radioprotection
 - Santé et sécurité classiques
 - Protection de l'environnement
 - Gestion des urgences et protection-incendie
 - Gestion des déchets
 - Sécurité
 - Garanties
 - Emballage et transport

En ce qui concerne le sujet « Renseignements techniques, y compris les activités de recherche et de développement utilisées pour étayer un dossier de sûreté », les exigences concernant la portée et la justesse des renseignements à l'appui sont-elles suffisamment claires?

Une question d'intérêt particulier consiste à savoir si les exigences existantes en matière de recherche et développement sont claires dans les documents clés d'application de la réglementation comme le [REGDOC-2.5.2, Conception d'installations dotées de réacteurs : Centrales nucléaires](#), le [RD-367 : Conception des installations dotées de petits réacteurs](#), le [REGDOC-2.4.1, Analyse déterministe de la sûreté](#) et d'autres documents relatifs au cycle de vie de l'installation (p. ex. [REGDOC-2.6.3, Aptitude fonctionnelle : Gestion du vieillissement](#)).

2.3 Processus d'autorisation des installations modulaires multiples sur un même site

Le processus canadien de délivrance d'un permis (voir le [REGDOC-3.5.1, *Processus d'autorisation des installations nucléaires de catégorie I et des mines et usines de concentration d'uranium*](#)) en vertu de la *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires* (LSRN) aborde les activités proposées du demandeur.

Si un demandeur propose de construire et d'exploiter une installation, toutes les activités associées à la proposition seront prises en compte dans la demande de permis, y compris la construction et l'exploitation de modules (ou tranches) multiples sur un même site. La LSRN accorde à la Commission la flexibilité d'englober toutes les activités soit sous un permis soit sous des permis multiples, selon la nature et l'échéancier des activités proposées. Le demandeur doit faire la preuve que sa proposition satisfait aux exigences applicables aux activités proposées. La CCSN a déjà un certain nombre de titulaires de permis dotés de réacteurs multiples en exploitation sous un seul permis.

Grâce aux guides de présentation d'une demande de permis, comme le [RD/GD-369 : *Guide de présentation d'une demande de permis, Permis de construction d'une centrale nucléaire*](#), aux exigences réglementaires et à l'orientation articulées dans des documents d'application de la réglementation comme le [REGDOC-2.5.2, *Conception d'installations dotées de réacteurs : Centrales nucléaires*](#) et le [RD-367 : *Conception des installations dotées de petits réacteurs*](#), la CCSN s'attend à ce que le dossier de sûreté prenne en compte les accidents multiples et les exigences pour les installations comportant des tranches multiples.

La CCSN est consciente qu'un petit nombre de développeurs de réacteurs mettent au point des réacteurs dont le cœur comporte des modules remplaçables. Exception faite des activités de réfection des réacteurs CANDU (qui consistent à remplacer un nombre limité de composants du réacteur), il n'y a pas de précédent en matière de réglementation au Canada pour le remplacement complet de caissons de réacteur dans une centrale nucléaire³.

Dans d'autres parties du monde, des centrales flottantes et submersibles en milieu marin sont en cours de développement, avec réacteurs multiples qui pourraient être relocalisés d'un site potentiel à un autre. À l'heure actuelle, les processus d'évaluation environnementale et d'autorisation ne tiennent compte que d'un seul site de déploiement. Il n'y a pas de précédent canadien pour l'autorisation d'activités relatives à ce type d'installation.

En ce qui concerne le sujet « Processus d'autorisation des installations modulaires multiples sur un même site », a-t-on besoin d'apporter des clarifications au document [REGDOC-3.5.1, *Processus d'autorisation des installations nucléaires de catégorie I et des mines et usines de concentration d'uranium*](#)?

Afin d'être mieux préparée pour l'utilisation de modules du cœur du réacteur remplaçables ou d'installations pouvant être relocalisées, la CCSN est à la recherche d'information sur les stratégies de déploiement d'installations à l'étude par des développeurs, y compris les répercussions d'une telle approche dans des domaines comme la sécurité des travailleurs et du public, l'évaluation environnementale et le déclassement.

³ Toutefois, en 1974, le caisson du réacteur national de recherche universel (NRU) a été remplacé.

La CCSN utilisera cette information pour des ateliers futurs plus détaillés afin de discuter des incidences réglementaires de différentes approches de déploiement.

2.4 Approche pour l'autorisation d'un nouveau réacteur de démonstration

Les installations nucléaires de démonstration ne sont pas nouvelles au Canada et comptent notamment le réacteur nucléaire de démonstration de Rolphton, la centrale nucléaire de Douglas Point et la centrale nucléaire de Gentilly-1. Toutefois, une autorisation initiale pour ce genre d'installation n'a pas été accordée au Canada depuis la fin des années 1960.

Un réacteur de démonstration peut être considéré comme une installation de grande puissance, en grande partie complètement fonctionnelle⁴, dotée de caractéristiques qui permettent la collecte de données d'exploitation pour aborder plus à fond des incertitudes associées aux approches novatrices.

Nombre d'entreprises ont demandé si la CCSN s'était dotée d'une approche simplifiée d'autorisation pour les installations de démonstration. Un réacteur de démonstration est une installation nucléaire de catégorie 1A et il est donc assujéti aux mêmes règlements qu'une centrale nucléaire de grande puissance.

Le processus d'autorisation pour une installation de démonstration est le même que pour tout autre réacteur. Il est décrit dans le document [REGDOC-3.5.1, *Processus d'autorisation des installations nucléaires de catégorie I et des mines et usines de concentration d'uranium*](#). L'autorisation porte sur les activités proposées, peu importe la technologie utilisée.

Le point de départ d'une demande de permis pour une installation de démonstration sera les guides de présentation d'une demande de permis existants de la CCSN, comme le document [RD/GD-369 : *Guide de présentation d'une demande de permis, Permis de construction d'une centrale nucléaire*](#). Comme il a été mentionné précédemment, l'information fondamentale nécessaire à l'approbation d'une demande de permis pour une installation de démonstration reste la même que celle pour toute autre installation dotée de réacteurs. Les guides de présentation d'une demande de permis indiquent clairement qu'il faut de l'information de haute qualité à l'appui des demandes pour chaque DSR. Les exigences existantes dans les documents d'application de la réglementation pour chacun de ces domaines prennent en compte l'approche graduelle. Toute incertitude concernant les mesures de sûreté et de réglementation peut influencer sur l'application de l'approche graduelle. Dans certains cas, une installation de démonstration pourrait devoir prendre des mesures de sûreté et de réglementation supplémentaires afin d'atténuer les risques.

En ce qui concerne le sujet « Approche pour l'autorisation d'un nouveau réacteur de démonstration », a-t-on besoin de clarification ou d'information supplémentaires en plus de celles qui se trouvent dans le document [RD/GD-369 : *Guide de présentation d'une demande de permis, Permis de construction d'une centrale nucléaire*](#)? Dans l'affirmative, quels éléments ont besoin d'être clarifiés ou ajoutés?

⁴ Par contraste, les prototypes se distinguent généralement des installations de démonstration en ce qu'ils sont habituellement plus petits, ne sont pas complètement fonctionnels et peuvent ou non inclure des systèmes nucléaires. Ils sont également conçus seulement pour effectuer des expériences complexes et tester des approches novatrices et non pour faire la démonstration d'une exploitation commerciale.

En ce qui concerne le traitement des incertitudes associées à l'application de plusieurs caractéristiques novatrices intégrées dans une installation de démonstration, les exigences quant à la portée et à la pertinence de l'information à l'appui sont-elles suffisamment claires?

Quelles exigences, le cas échéant, doivent être revues pour tenir compte d'activités mettant en jeu des réacteurs de démonstration? Par exemple, des exigences ou de l'orientation supplémentaires sont-elles requises pour traiter des restrictions liées à l'exploitation si l'installation est utilisée pour l'acquisition d'une expérience en exploitation qui serait normalement nécessaire dans le cas des permis pour les installations commerciales?

2.5 Processus d'autorisation et évaluations environnementales pour les parcs de petits réacteurs modulaires

Comme il a été expliqué dans la section 2.3, pour les applications en périphérie des réseaux ou même hors réseau dans les régions éloignées du Canada, la CCSN est consciente qu'un certain nombre de fournisseurs envisagent des concepts de PRM dans la gamme des 3 à 25 MWé (par tranche, aussi appelée réacteur), en fonction des besoins en énergie des clients. Les fournisseurs considèrent ces projets soit comme complémentaires à un système de réseau nordique existant ou comme une source hors réseau. Certains d'entre eux étudient un modèle d'affaires selon lequel le fournisseur serait également propriétaire et exploitant de ces installations. Ce plan proposé ouvre la voie à un parc de petites installations semblables – sinon identiques – dans une vaste zone géographique.

Le document [REGDOC-3.5.1, *Processus d'autorisation des installations nucléaires de catégorie I et des mines et usines de concentration d'uranium*](#) donne un aperçu du processus d'autorisation des installations nucléaires de catégorie I et des mines et des usines de concentration d'uranium au Canada, en tenant compte des exigences de la LSRN et des règlements connexes.

Conformément au paragraphe 13 de la *Loi canadienne sur l'évaluation environnementale (2012)* (LCEE 2012), un projet de PRM (parc ou autre) serait soumis à une évaluation environnementale (EE) qui examine et évalue les effets environnementaux néfastes potentiels. Sur les territoires où la LCEE s'applique, la CCSN est la seule autorité fédérale responsable de la conduite de l'évaluation environnementale. Conformément à la LCEE, une EE comprend l'information préparée par la CCSN et les commentaires reçus de la part des groupes autochtones et du public. Les résultats de cette EE constituent une référence à laquelle tous les travaux futurs seront comparés.

Pour les demandeurs de permis proposant un projet de PRM dans des régions du Canada faisant l'objet d'un accord sur les revendications territoriales où la LCEE ne s'applique pas, le personnel de la CCSN offrira son appui au processus d'EE de ce régime de revendication territoriale. En outre, la CCSN utilisera l'information recueillie au cours du processus d'EE pour prendre sa décision d'autorisation conformément à la LSRN. Des questions ont été soulevées quant à la façon dont la délivrance de permis et les évaluations environnementales pourraient être menées pour les déploiements de parcs sur une vaste zone géographique où le propriétaire et l'exploitant sont une même entité; la technologie reste la même dans l'ensemble du parc et l'environnement physique de tous les sites respecte un ensemble prédéfini de paramètres de délimitation des effets environnementaux.

En ce qui concerne le sujet « Processus d'autorisation et évaluations environnementales pour les parcs de petits réacteurs modulaires », comment envisagez-vous que les propositions pour ces parcs à travers de vastes territoires géographiques procèdent par le processus d'autorisation et d'évaluation environnementale?

De quelle façon les principes évoqués dans le document [REGDOC-3.5.1, *Processus d'autorisation des installations nucléaires de catégorie I et des mines et usines de concentration d'uranium*](#) peuvent-ils s'appliquer et quels défis peuvent-ils représenter?

2.6 Considérations relatives au système de gestion : Titulaires de permis pour des activités mettant en jeu de petits réacteurs modulaires

Les systèmes de gestion sont utilisés pour réunir – d'une manière planifiée et intégrée – les processus nécessaires pour assurer la conduite sûre des activités autorisées, ainsi que pour atteindre d'autres objectifs comme la viabilité et la réussite commerciale.

Le *Règlement général sur la sûreté et la réglementation nucléaires* et le *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I* renferment des exigences concernant l'information à soumettre dans les demandes de permis d'installations dotées de réacteurs. Cette information doit démontrer que le titulaire de permis aura mis en place des programmes et des mesures de contrôle adéquats pour pouvoir mener en toute sûreté les activités nucléaires pour lesquelles le permis est demandé. Les exigences et l'orientation pour la plupart des DSR décrivent des exigences précises applicables au système de gestion du demandeur. Au Canada, la pratique veut que l'entité qui supervise les activités autorisées doive être le titulaire du permis. Dans le cas d'une installation en exploitation, il s'agirait de l'exploitant.

Le guide de présentation d'une demande de permis de la CCSN pour la construction, soit le document [RD/GD-369 : *Guide de présentation d'une demande de permis, Permis de construction d'une centrale nucléaire*](#), ainsi que des documents d'application de la réglementation précis, établissent les exigences et l'orientation pour chaque DSR ainsi que pour les processus et les procédures du système de gestion nécessaires pour soutenir le dossier de sûreté d'une demande de permis. En particulier, les titulaires de permis doivent démontrer qu'ils sont conformes à la Norme N286.F12, *Exigences relatives au système de gestion des installations nucléaires* du Groupe CSA (anciennement l'Association canadienne de normalisation). Cela comprend, par exemple, les processus du système de gestion pour la surveillance des entrepreneurs et la pertinence continue de l'information tirée de la recherche et du développement à l'appui de la conception.

Les développeurs de PRM mettent en œuvre des approches qui visent à normaliser la conception, la fabrication et l'installation sur place des modules de la centrale. Dans l'avenir, les exploitants devront prendre en considération les répercussions de cette approche pour leurs systèmes de gestion, y compris les dispositions comme l'accès continu à l'information technique à l'appui du dossier de sûreté. Par exemple, le demandeur devra démontrer l'acceptabilité des codes et des normes utilisés par le fabricant. Dans certains cas, comme ceux où des modules de réacteur scellés sont utilisés, il peut être difficile d'effectuer des inspections au moment de leur réception afin d'autoriser leur installation et leur mise en service. La CCSN a formulé ses exigences pour les programmes de construction et de mise en service dans le document [REGDOC-2.3.1, *Réalisation des activités autorisées : Programme de construction et de mise en service*](#).

Dans l'industrie nucléaire canadienne, toutes les centrales nucléaires actuelles sont détenues par les gouvernements provinciaux et exploitées par les services publics, qui peuvent être des sociétés d'État ou des entreprises privées. La CCSN est consciente que les demandeurs de permis pour des projets de PRM pourraient chercher à employer d'autres modèles, comme ceux qui demandent d'importants investissements provenant de sources étrangères, en vue de l'adoption d'approches de construction, de possession et d'exploitation. Par exemple, un certain nombre de fournisseurs de très petites centrales nucléaires utilisées hors réseau ont manifesté de l'intérêt envers les modèles de construction, de possession et d'exploitation pour un certain nombre de raisons pratiques. Il faut comprendre qu'il ne s'agit pas d'un enjeu propre aux PRM, mais plutôt d'une tendance qui pourrait émerger d'abord au Canada en raison du déploiement de ces réacteurs.

En ce qui concerne le sujet « Considérations relatives au système de gestion : Titulaires de permis pour des activités mettant en jeu de petits réacteurs modulaires », et pour aider la CCSN à se préparer en vue d'autres modèles de propriété et d'exploitation qui seraient utilisés dans le déploiement de PRM, une information plus poussée (comme des études de cas) est recherchée en ce qui concerne divers domaines, y compris :

- la manière dont se ferait le déploiement de différents concepts de PRM (par exemple, les concepts de modules transportables chargés en usine)
- la manière dont serait menée la surveillance de ces déploiements
- la manière dont seraient résolus les problèmes comme ceux liés à la réalisation, par un titulaire de permis, d'inspections de composants clés (par exemple, un module de réacteur) lorsqu'il les reçoit d'un fournisseur
- la manière dont les autres modèles de propriété tiendront compte des exigences de la Norme N286-F12, *Exigences relatives au système de gestion des installations nucléaires* du Groupe CSA et des exigences de réglementation de la CCSN

La CCSN utilisera cette information dans l'avenir pour des ateliers plus approfondis en vue de traiter de l'aspect réglementaire des différentes approches de déploiement.

Voir la section B.6 de l'annexe B pour obtenir des renseignements généraux supplémentaires.

2.6.1 Système de gestion : effectif minimal dans les installations dotées de petits réacteurs modulaires

Le facteur principal déterminant l'effectif minimal dans une installation nucléaire est le dossier de sûreté, en tenant compte des états prévus de la centrale.

L'effectif minimal correspond au nombre minimal de travailleurs qualifiés qui doivent être présents en tout temps pour assurer l'exploitation sûre de l'installation nucléaire et fournir une capacité d'intervention adéquate en cas d'urgence.

La présence d'un effectif minimal de personnel qualifié constitue un élément important pour assurer la sûreté des activités dans des conditions normales et anormales. Cet effectif n'est pas déterminé uniquement par les caractéristiques de conception, mais également par celles de chaque site et de la région environnante.

Tous les titulaires de permis pour les installations nucléaires canadiennes de catégorie I doivent assurer la présence d'un nombre suffisant de travailleurs qualifiés, afin de mener de façon sûre les activités autorisées conformément à la *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires*, ses règlements d'application et le permis. Le Guide de présentation d'une demande de permis de la

CCSN pour la construction ([RD/GD-369, Guide de présentation d'une demande de permis. Permis de construction d'une centrale nucléaire](#)) présente l'information requise d'un demandeur en ce qui concerne l'effectif minimal.

Le guide d'application de la réglementation de la CCSN [G-323, Assurer la présence d'un nombre suffisant d'employés qualifiés aux installations nucléaires de catégorie 1 – Effectif minimal](#) expose l'approche fondée sur le risque qu'un demandeur de permis peut utiliser. Le document traite à la fois des installations à tranches uniques et multiples. L'orientation est souple, de sorte que les demandeurs de permis peuvent l'appliquer à différents types et tailles de PRM.

Un certain nombre des travailleurs précisés dans l'effectif minimal doivent être accrédités selon le document d'application de la réglementation [RD-204, Accréditation des personnes qui travaillent dans des centrales nucléaires](#) qui définit les exigences qui doivent être respectées. Ces exigences s'appliqueraient aux activités qui mettent en jeu l'utilisation des PRM.

Un certain nombre de développeurs de PRM cherchent à mettre au point des technologies qui réduisent la nécessité d'un soutien humain sur place dans une installation, comme :

- les architectures de l'instrumentation et du contrôle pour remplacer les activités de surveillance sur le terrain par du personnel sur place
- les caractéristiques de sûreté des réacteurs qui réduisent la nécessité d'une intervention humaine ou qui permettent des périodes de grâce prolongées⁵ dans des conditions d'exploitation des centrales prévues

En ce qui concerne le sujet « Système de gestion : effectif minimal dans les installations dotées de petits réacteurs modulaires », les exigences réglementaires et l'orientation liées à l'effectif minimal sont-ils suffisantes et claires en ce qui a trait à leur application aux activités qui mettent en jeu des PRM? Qu'en est-il des modifications proposées aux exigences réglementaires existantes, le cas échéant? Par exemple, en lien avec la question à la section 2.12, de l'orientation supplémentaire est-elle nécessaire concernant une intervention humaine en cas de panne des systèmes automatisés?

2.7 Mise en œuvre et vérification des garanties

Les garanties sont des mesures de contrôle internationales appliquées par la CCSN et l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA) sur les matières et les activités nucléaires, et par lesquelles l'AIEA vise à vérifier indépendamment que les installations nucléaires ne sont pas utilisées à mauvais escient et que les matières nucléaires ne sont pas détournées de l'utilisation pacifique prévue. Les États acceptent ces mesures en signant des accords de garanties.

Dans le cadre de réglementation de la CCSN, le domaine de sûreté et de réglementation (DSR) Garanties et non-prolifération englobe les programmes et les activités nécessaires au succès de la mise en œuvre des obligations découlant des accords de garanties du Canada et de l'AIEA, ainsi que toutes les mesures découlant du *Traité sur la non-prolifération des armes nucléaires*. L'alinéa 12(1)(i) et le paragraphe 30(1) du *Règlement général sur la sûreté et la réglementation nucléaires* obligent le titulaire de permis à appliquer toutes les mesures nécessaires pour faciliter

⁵ Délais d'intervention par les exploitants de centrale.

la conformité du Canada à tout accord de garanties applicable et définissent les exigences de production de rapports sur les événements liés au programme de garanties, respectivement.

Les exigences supplémentaires relatives aux garanties et à la non-prolifération comprennent la comptabilisation et le contrôle des matières nucléaires conformément aux dispositions du document [RD-336 : Comptabilisation et déclaration des matières nucléaires](#). Le présent document couvre les exigences relatives à trois autres secteurs particuliers :

- Accès par l'AIEA et assistance à l'AIEA – Les titulaires de permis doivent permettre à l'AIEA ou à la CCSN d'accéder à leurs installations et doivent leur prêter assistance pour les inspections, la vérification, l'évaluation ou l'exécution d'autres activités liées aux garanties, selon les besoins.
- Équipement en matière de garanties, confinement et surveillance – Les titulaires de permis doivent faciliter l'installation d'équipement par l'AIEA et soutenir le fonctionnement, l'entretien et la mise à niveau de cet équipement, selon les besoins.
- Renseignements sur le fonctionnement et la conception – Les titulaires de permis doivent fournir à la CCSN des renseignements sur la conception, des données ou des dossiers sur le fonctionnement et la mise à jour annuelle à la déclaration au titre du Protocole additionnel.

Il est prévu que les types et les caractéristiques des matières fissiles dans les combustibles et les conceptions de combustible proposés pour les technologies de PRM varieront beaucoup d'une conception à une autre. Les matières et les combustibles pourraient comprendre ce qui suit :

- combustibles et compositions déjà utilisés dans les parcs de centrales nucléaires existants
- combustibles liquides (pour les réacteurs à sels fondus)
- concepts de combustibles métalliques ou à base de graphite (pour les réacteurs haute température refroidis au gaz ou par métal liquide)

Dans certains cas, les concepts pour les garanties n'ont pas été entièrement éprouvés et doivent faire l'objet d'un développement supplémentaire (p. ex., combustibles liquides comme ceux proposés pour les réacteurs à sels fondus).

Certains scénarios de déploiement de PRM présenteront des défis techniques et logistiques particuliers en ce qui a trait aux inspections liées aux garanties. Par exemple, des parcs de PRM de plus petite taille répartis sur de vastes territoires qui pourraient être situés dans des régions éloignées, exigeraient des déplacements complexes pour permettre l'inspection physique de ces installations. Des approches de remplacement tout aussi rigoureuses pour ces scénarios de déploiement pourraient devoir être élaborées, dans le but de faciliter la réalisation d'inspections efficaces et efficientes. Un exemple proposé par des fournisseurs repose sur l'utilisation d'instruments inaltérables spécialement conçus qui pourraient transmettre à distance des données relatives aux garanties. Cette approche, appelée « garanties intégrées à la conception », est appuyée par le document [RD-336 : Comptabilisation et déclaration des matières nucléaires](#). En vertu du régime des garanties intégrées à la conception, les fournisseurs sont invités à transmettre leurs concepts à la CCSN et à l'AIEA dès les premières étapes de leur mise au point afin que les mesures relatives aux garanties, les exigences et les détails relatifs à l'installation d'équipement puissent être intégrés à la conception et à la construction des installations.

Le document [GD-385 : Examen de la conception d'un réacteur de fournisseur préalable à l'autorisation](#) explique comment la CCSN offre aux fournisseurs de réacteurs une occasion d'obtenir une rétroaction dès les premières étapes pour vérifier que les propositions répondent aux exigences canadiennes relatives à la mise en œuvre des garanties dans les concepts. Le

domaine d'intérêt 15 (Robustesse, garanties et sécurité) de l'examen de la conception de fournisseur confirme que la documentation présentée par le fournisseur est conforme à l'approche globale du Canada en matière de garanties et favoriserait la conformité du Canada à ses accords de garanties avec l'AIEA. Le fournisseur peut utiliser ces renseignements dans le cadre de ses discussions avec des clients potentiels qui pourraient présenter une demande de permis à la CCSN en vue de la construction et de l'exploitation d'une installation dotée de réacteurs.

En ce qui concerne le sujet « Mise en œuvre et vérification des garanties », la CCSN souhaite obtenir des avis afin de déterminer si son cadre actuel est suffisamment clair pour permettre la vérification efficace de la mise en œuvre des garanties dans le cas des combustibles et des concepts novateurs.

2.8 Analyses déterministes et études probabilistes de sûreté

L'analyse de la sûreté a pour objectif d'établir et de confirmer le dimensionnement, de dériver les limites opérationnelles ainsi que d'établir et de valider les procédures et les lignes directrices de gestion et d'intervention en cas d'accident. Un des objectifs de l'analyse de la sûreté consiste à démontrer que les systèmes d'une centrale nucléaire peuvent prévenir les conséquences inacceptables d'un événement. Les systèmes d'atténuation sont habituellement associés aux systèmes de sûreté.

Les exigences relatives à l'analyse de la sûreté à l'appui d'une demande de permis sont exposées dans le *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I*.

Des exigences et de l'orientation supplémentaires, y compris des considérations relatives à l'application de l'approche graduelle, sont présentées dans les documents suivants :

- [REGDOC-2.4.1, Analyse déterministe de la sûreté](#)
- [REGDOC-2.4.2, Analyse de la sûreté : études probabilistes de sûreté \(EPS\) pour les centrales nucléaires](#)

Les fournisseurs qui développent de nouvelles technologies de réacteurs, comme les PRM, proposent d'adopter plusieurs niveaux de fonctions de remplacement novatrices afin de simplifier et d'améliorer la prévention des accidents et l'atténuation de leurs effets. Par exemple, la mise en œuvre des stratégies de contrôle et l'utilisation de caractéristiques de sûreté passives sont proposées afin de réduire la nécessité pour les opérateurs d'intervenir durant des événements (moment et portée des interventions).

Dans le cas des PRM, il importe aussi de souligner que les réacteurs de ce type pourraient être construits comme des installations à tranches multiples, et que l'analyse de sûreté doit prendre cet aspect en considération.

Les incertitudes liées aux fonctions de remplacement et aux fonctions novatrices touchent les résultats des analyses et des études de sûreté.

Les exigences réglementaires et l'orientation liées au sujet « Analyses déterministes et études probabilistes de sûreté » permettent-elles de comprendre clairement les types d'options de remplacement qui pourraient être proposés pour l'exécution des analyses déterministes et des études probabilistes dans les installations comptant des PRM? Les exigences actuelles permettent-elles d'établir une analyse probabiliste de sûreté acceptable pour différents concepts novateurs?

Les données actuellement disponibles sont-elles suffisantes pour appliquer des études probabilistes de sûreté aux nouveaux concepts de réacteurs?

2.9 Défense en profondeur et atténuation des conséquences des accidents

La CCSN est consciente que les concepteurs de nouvelles technologies de réacteurs, y compris les PRM, peuvent proposer des approches de remplacement afin de respecter les exigences relatives aux niveaux de défense en profondeur. Ils pourraient, par exemple, proposer l'utilisation de barrières physiques différentes. La CCSN exige que tous les niveaux de défense en profondeur soient pris en compte dans l'élaboration d'un dossier de sûreté. Une description générale de ces niveaux est fournie ci-dessous.

Niveau 1

- Prévenir les écarts par rapport à l'exploitation normale et empêcher les défaillances des systèmes, structures et composants importants pour la sûreté.

Niveau 2

- Détecter et intercepter les écarts par rapport à l'exploitation normale pour empêcher que les incidents de fonctionnement prévus ne se transforment en conditions d'accident, et remettre la centrale dans un état d'exploitation normale.

Niveau 3

- Minimiser les conséquences des accidents en mettant en place des caractéristiques inhérentes de sûreté, une conception à sûreté intégrée, de l'équipement additionnel et des procédures d'atténuation.

Niveau 4

- Veiller à maintenir les rejets radioactifs provoqués par des accidents graves au niveau le plus bas qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre.

Niveau 5

- Atténuer les conséquences radiologiques des rejets potentiels de matières radioactives pouvant résulter de conditions d'accident.

La défense en profondeur est un concept intégré appliqué à tous les aspects de la conception et de l'exploitation d'une installation nucléaire dans le but de fournir des niveaux de défense visant à prévenir les accidents et à assurer une protection adéquate advenant la défaillance des mesures préventives. Ce concept, décrit à l'annexe B.9, *Renseignements supplémentaires sur la défense en profondeur et l'atténuation des effets des accidents*, permet à l'opérateur de détecter et de corriger une défaillance, ou d'en atténuer les effets, particulièrement par les moyens suivants :

- prévenir la propagation d'une défaillance à un niveau de défense supérieur
- atténuer les conséquences d'une défaillance survenue à un niveau de défense inférieur
- tenir compte de la performance humaine et organisationnelle

Les principes de défense en profondeur, qui jouent un rôle important en matière de sûreté nucléaire, sont intégrés aux exigences et à l'orientation de la CCSN et doivent être pris en

considération dans toutes les activités touchant des réacteurs nucléaires, sans égard à la taille des installations ni au type de technologies.

Le cadre de réglementation de la CCSN expose en détail les exigences et l'orientation en ce qui a trait à la mise en œuvre d'approches de défense en profondeur. Le tableau ci-dessous résume les documents d'application de la réglementation clés.

Sujet	Exigences et orientation de la CCSN liées à la défense en profondeur
Prise en compte de la défense en profondeur dans la conception physique	Cadre et fondement de la défense en profondeur : REGDOC-2.5.2, Conception d'installations dotées de réacteurs : Centrales nucléaires (pour les concepts de PRM de plus grande taille destinés à des installations d'une puissance thermique totale supérieure à environ 200 MW) RD-367 : Conception des installations dotées de petits réacteurs (pour les PRM destinés à des installations d'une puissance thermique totale inférieure à environ 200 MW)
Évaluation du caractère adéquat des niveaux de défense en profondeur	REGDOC-2.4.1, Analyse déterministe de la sûreté REGDOC-2.4.2, Analyse de la sûreté : études probabilistes de sûreté (EPS) pour les centrales nucléaires
Gestion des accidents	REGDOC-2.3.2, Gestion des accidents, version 2 REGDOC-2.10.1, Préparation et intervention relatives aux urgences nucléaires

De plus, plusieurs normes du Groupe CSA soutiennent les exigences indiquées ci-dessus dans des secteurs de programmes clés.

En ce qui concerne le sujet « Défense en profondeur et atténuation des conséquences des accidents », compte tenu de certaines des approches novatrices en matière de sûreté proposées par les fournisseurs, les exigences et l'orientation existantes relatives à la défense en profondeur sont-elles suffisamment claires prévenir des accidents et atténuer leurs conséquences? Examinez cette question en portant une attention particulière aux sujets suivants et à toute combinaison de ceux-ci :

- application de fonctions de sûreté inhérentes et/ou de sûreté passive
- application de stratégies de remplacement pour l'instrumentation et le contrôle (p. ex. surveillance à distance d'une centrale entièrement automatisée et intervention à distance)
- technologies fondées sur des caloporteurs autres que l'eau
- PRM transportables chargés en combustible et scellés en usine (voir la section 2.11)
- installations proposées en régions éloignées

2.10 Zones de planification d'urgence

Les développeurs de technologies recherchent des façons de réduire la taille des zones de planification d'urgence en tenant compte d'améliorations technologiques.

La section B.10 de l'appendice B définit les zones de planification d'urgence et expose les facteurs qui doivent être pris en considération dans le cadre de leur établissement. Il est considéré

que les mesures d'intervention d'urgence hors site appliquées à chaque zone de planification sont des mesures de défense en profondeur de niveau 5⁶. Plus important encore, ces mesures font partie d'une approche de gestion intégrée des accidents qui est appliquée parallèlement aux mesures de défense en profondeur des niveaux 2 à 5 (voir la section 2.9 pour plus d'information).

Il n'existe pas d'exigence légale ou réglementaire relative à la détermination de l'étendue des zones de planification d'urgence au Canada. En conséquence, la taille minimale de ces zones n'est soumise à aucune restriction. La détermination des zones de planification d'urgence et les autres mesures de planification doivent tenir compte des risques associés à chaque technologie. La taille de la zone de planification doit donc être établie à partir des résultats des analyses de la sûreté (telles que les études probabilistes de sûreté) et des stratégies de protection appliquées par les planificateurs hors site. Cette approche concorde avec les méthodologies globales documentées par l'AIEA.

La CCSN communique aux demandeurs de permis les exigences et l'orientation touchant des secteurs clés qui ont une incidence sur la méthodologie appliquée pour déterminer l'étendue des zones de planification d'urgence. Ces secteurs incluent notamment la conception physique des installations dotées de réacteurs ([REGDOC-2.5.2, Conception d'installations dotées de réacteurs : Centrales nucléaires](#) et [RD-367 : Conception des installations dotées de petits réacteurs](#)) et l'analyse de la sûreté ([REGDOC-2.4.1, Analyse déterministe de la sûreté](#) et [REGDOC-2.4.2, Analyse de la sûreté : études probabilistes de sûreté \(EPS\) pour les centrales nucléaires](#)). Cette marche à suivre aide également les fournisseurs de réacteurs à élaborer de nouveaux concepts de réacteurs pour des applications canadiennes. Le *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I* exige qu'une demande de permis soit soumise pour une installation dotée de réacteurs afin de démontrer que le concept choisi est adapté aux caractéristiques particulières de l'emplacement et de la région considérés. Les conceptions limitatives composites proposées à titre de scénarios limitatifs sont possibles; toutefois, le demandeur est assujéti aux limites de rejets projetés qui sont définies dans les évaluations environnementales et confirmées au moment de l'examen du permis de construction.

L'évaluation de l'emplacement joue également un rôle clé dans l'identification des événements initiateurs hypothétiques propres au site. La CCSN donne des exigences et de l'orientation en ce qui concerne l'évaluation de l'emplacement des nouvelles centrales. Outre les documents susmentionnés, des renseignements additionnels au sujet de l'évaluation du futur emplacement se trouvent dans le document [RD-346 : Évaluation de l'emplacement des nouvelles centrales nucléaires](#). Dans la demande de permis de construction, les estimations des rejets et des perturbations utilisées dans la modélisation des risques seront confirmées lorsque la conception et les caractéristiques de sûreté de la centrale auront été confirmées. Le titulaire de permis est alors tenu de réévaluer la modélisation des risques au fur et à mesure que l'expérience en exploitation sera acquise pendant le cycle de vie de l'installation. Par la suite, le personnel de la CCSN examinera la modélisation réévaluée des risques, s'il y a lieu.

Conformément au document [REGDOC-2.10.1, Préparation et intervention relatives aux urgences nucléaires](#), les demandeurs et les titulaires de permis sont tenus de fournir aux personnes chargées de l'élaboration des plans d'urgence hors site de l'information comme les résultats des analyses de la sûreté, dont ces personnes auront besoin pour élaborer les zones de planification d'urgence et les plans. Les demandeurs et les titulaires de permis doivent également mettre à contribution et soutenir les organismes hors site concernés, comme les gouvernements

⁶ Voir la section B-9 de l'annexe B pour plus d'information sur les niveaux de défense en profondeur.

provinciaux, pour mettre sur pied un plan d'intervention en cas d'urgence efficace sur le site et hors site. Ces renseignements influencent les décisions concernant l'ampleur d'une zone de planification d'urgence.

En plus des documents d'application de la réglementation de la CCSN susmentionnés, le Groupe CSA maintient des normes qui encadrent et concernent des secteurs pertinents à l'information utilisée pour appuyer les cas d'établissement de plans d'urgence.

En ce qui concerne le sujet « Zones de planification d'urgence », existe-t-il des exigences et des consignes relatives aux zones de planification d'urgence qui soient suffisamment claires pour permettre à une organisation de soumettre une demande de permis pour une zone de planification d'urgence propre à une centrale particulière, tout en se conformant aux exigences de la CCSN concernant l'environnement et la santé et la sécurité des travailleurs?

Y a-t-il des considérations particulières à intégrer aux exigences et à l'orientation concernant des emplacements particuliers comme les endroits éloignés?

2.11 Concepts de réacteurs portables

Le modèle traditionnel de rechargement en combustible d'un réacteur actuellement utilisé dans les centrales nucléaires partout dans le monde consiste à effectuer le remplacement à la pièce d'éléments de combustible sur les lieux mêmes des centrales. Des éléments de combustible neuf sont acheminés à la centrale dans un emballage adéquat et le combustible utilisé est conservé en stockage sûr sur le site après son retrait du réacteur. Le combustible se trouve généralement dans le cœur du réacteur pendant deux ans environ (ou parfois moins) avant qu'il soit considéré comme utilisé.

Pour les applications en périphérie de réseau, voire hors réseau, un certain nombre de fournisseurs envisagent de recourir au concept des PRM d'approximativement 3 à 35 MWé (par tranche) en utilisant une cuve compacte entièrement remplaçable dans laquelle se trouve le cœur du réacteur, ou encore une cuve compacte dont le contenu complet de combustible serait remplacé d'une manière similaire à celle d'un dispositif à cartouche. Suivant cette technique, les exploitants pourraient réduire, voire éliminer les longues opérations de rechargement du combustible au site de déploiement et, éventuellement, rendre l'enlèvement plus rapide. Le stock de combustible utilisé pourrait alors être entreposé sur place ou expédié ailleurs en vue de son retraitement ou de son élimination.

Toutes les expéditions de substances nucléaires au Canada sont assujetties aux dispositions du *Règlement sur l'emballage et le transport des substances nucléaires (2015)* [RETSN 2015] de la CCSN ainsi qu'aux règlements de Transports Canada. La CCSN émet des certificats pour certains types de colis et des permis pour certains types de cargaisons conformément au RETSN 2015. Ces règlements sont basés sur le *Règlement de transport des matières radioactives*, Édition de 2012 de l'AIEA. Il y a plus d'information sur la réglementation du transport des substances nucléaires, notamment sur le besoin potentiel d'avoir un plan de sécurité pour le transport et sur l'homologation éventuelle des colis nouveaux ou modifiés, à la page [Emballage et transport des substances nucléaires](#) du site Web de la CCSN.

Le processus d'autorisation pour toutes les activités concernant le déploiement de concepts de réacteurs portables, et savoir comment satisfaire à toutes les exigences, dépend du scénario de déploiement proposé et de la nature des activités visées à chacune des phases. En particulier :

- Pour le lieu du déploiement lui-même, c'est-à-dire l'emplacement où l'installation sera construite et exploitée (lieu de la centrale), les exigences et l'orientation actuelles relatives aux installations dotées de réacteurs ainsi qu'au processus d'autorisation s'appliquent (p. ex. [REGDOC-3.5.1, Processus d'autorisation des installations de catégorie I et des mines et usines de concentration d'uranium](#) et [RD-346 : Évaluation de l'emplacement des nouvelles centrales nucléaires](#)).
- Le processus d'autorisation pour une installation où est manipulé du combustible nouveau ou usé pour un parc de réacteurs portables serait vraisemblablement très similaire à celui auquel a recours une installation de gestion de combustible usé, laquelle est une installation de catégorie I. Les exigences et l'orientation à appliquer seraient proportionnées aux risques courus, mais elles pourraient être très semblables à celles qui s'appliqueraient à un projet de petit réacteur.
- Le transport du combustible neuf et usé serait régi par le RETSN 2015.

En ce qui concerne le sujet « Concepts de réacteurs portables », la CCSN recherche de l'information sur les scénarios de déploiement pour examen approfondi. Voici quelques exemples de questions qui pourraient orienter les discussions futures :

- Comment le déploiement de tels concepts pourrait-il se faire? (La CCSN recherche des exemples comme des études de cas.)
- Quels types d'activités auront lieu à l'usine ou à l'installation de service, comparées à celles qui auront lieu sur le site de la centrale, et comment ces activités interagissent-elles les unes avec les autres du point de vue du système de gestion?
- À quoi ressembleraient les énoncés des incidences environnementales?
- Quel type de rapport existerait-il entre l'installation de fabrication, l'installation qui procède au chargement en combustible des réacteurs, le transporteur des modules et l'exploitant de la centrale?
- Comment les inspections suivant les expéditions seraient-elles menées et comment l'exploitant de la centrale s'en acquitterait-il?
- Comment ces scénarios seraient-ils modifiés si d'importants composants ou modules étaient importés ou exportés?
- Comment s'y prendrait-on pour assurer un transport qui soit conforme à toutes les exigences du début à la fin du déploiement?
- Quelle serait la stratégie à adopter pour assurer l'exécution d'analyses de sûreté pour toutes les activités de déploiement?

2.12 Recours accru à l'automatisation dans le cadre de l'exploitation et de l'entretien des centrales

Les développeurs de la technologie de PRM cherchent à automatiser le plus grand nombre possible de fonctions d'exploitation et d'entretien pour :

- améliorer la précision et l'efficacité des processus
- améliorer les processus tels que la surveillance de la fiabilité de l'équipement de manière continue plutôt que par des inspections périodiques
- réduire les erreurs humaines dans les interactions avec la centrale et améliorer les fonctions de supervision en fournissant une information de meilleure qualité

Dans certains cas, les développeurs envisagent également d'utiliser des installations entièrement automatisées dotées de capacités de surveillance et d'intervention à distance.

Le document [REGDOC-2.5.2, Conception d'installations dotées de réacteurs : Centrales nucléaires](#), définit les exigences et l'orientation pour la conception et l'analyse de sûreté des structures, des systèmes et des composants de la centrale, y compris les systèmes d'instrumentation et de contrôle. Ce document d'application de la réglementation établit également les exigences concernant le plan de programme d'ingénierie des facteurs humains, qui est une partie essentielle du processus de décision concernant l'automatisation des systèmes. Plusieurs de ces technologies d'instrumentation et de contrôle peuvent avoir fait leurs preuves dans d'autres industries, mais leur application dans un environnement nucléaire peut exiger des travaux additionnels de recherche et développement. Par exemple, certains types de capteurs peuvent ne pas convenir à un usage dans un environnement nucléaire.

Un appendice sur l'instrumentation et le contrôle pour le document [REGDOC-2.5.2, Conception d'installations dotées de réacteurs : Centrales nucléaires](#) est en cours d'élaboration; son objectif est de fournir des exigences et de l'orientation aux praticiens à la lumière des leçons apprises des nouveaux projets de centrales nucléaires réalisés dans le monde.

En ce qui concerne le sujet « Recours accru à l'automatisation dans le cadre de l'exploitation et de l'entretien des centrales », est-ce que des précisions supplémentaires concernant les exigences et l'orientation actuelles au sujet de la mise en œuvre de stratégies d'automatisation des PRM sont nécessaires?

Pour ce qui est de l'exploitation autonome avec surveillance et intervention à distance, quelles mesures de sûreté et de contrôle pourraient être appliquées pour aider à prévenir ou atténuer la perte de communication entre le PRM et l'installation de surveillance?

2.13 Interfaces homme-machine dans l'exploitation des installations

Pour certains concepts de PRM, les développeurs de technologies étudient actuellement des approches de rechange pour les interfaces homme-machine utilisées dans l'exploitation des installations. En voici des exemples :

- supervision, par un opérateur, de l'exploitation de plusieurs réacteurs au moyen de systèmes de surveillance
- recours à de nouveaux types d'approches en matière de contrôle, par exemple le contrôle basé sur l'état de l'installation⁷, qui change la manière dont l'information sur l'état de la centrale est communiquée à l'opérateur, surtout lorsque la centrale passe d'un état à un autre (par exemple de l'état de fonctionnement à pleine capacité à l'état d'arrêt sûr)
- exploitation automatisée des systèmes d'une installation avec une capacité de surveillance et d'intervention à distance par l'exploitant sur place ou à distance

Des nouvelles approches technologiques de ce type pour les interfaces homme-machine doivent être encadrées en considérant les impacts sur la cognition qui influencent sur le jugement, la

⁷ Le contrôle basé sur l'état (de l'installation) est un concept de contrôle d'automatisation d'installation fondé sur le principe selon lequel toutes les installations fonctionnent suivant des états définis et identifiables qui représentent une gamme de conditions normales ou anormales.

perception, la mémoire et le raisonnement des personnes qui interagissent avec les systèmes de la centrale. Cela signifie que le processus de conception, y compris le développement des logiciels sous-jacents aux interfaces homme-machine, doit inclure de manière intégrée un programme d'ingénierie des facteurs humains (IFH). Le programme d'IFH du développeur de technologies joue un rôle essentiel lorsqu'il s'agit de démontrer que les caractéristiques des interfaces homme-machine potentielles sont bien comprises et intégrées à la conception des systèmes de l'installation. Le programme d'IFH comporte également de l'information qui est utilisée dans le cadre des programmes de formation et d'accréditation du personnel de l'installation.

Cela peut alors contribuer à :

- réduire les erreurs commises aux niveaux de l'exploitation et de l'entretien qui pourraient donner lieu à des événements
- promouvoir une réponse rapide et efficace aux événements qui pourraient survenir aux installations, à divers états de la centrale, y compris la gestion d'un accident
- améliorer la communication d'information clé sur l'état de l'installation aux organisations hors site de soutien aux interventions d'urgence

Le document [REGDOC-2.5.2, Conception d'installations dotées de réacteurs : Centrales nucléaires](#), établit les exigences concernant le plan de programme d'IFH. Voici d'autres guides d'application de la réglementation connexes :

- [G-276, Plan de programme d'ingénierie des facteurs humains](#)
- [G-278, Plan de vérification et de validation des facteurs humains](#)

Les demandeurs de permis seront tenus de démontrer de quelle manière ils satisfont aux exigences de la norme N290.12-14 – *Facteurs humains dans la conception des centrales nucléaires* du Groupe CSA et, par conséquent, s'attendent sans doute à ce que leurs fournisseurs s'y conforment également.

Les exigences existantes portent sur la plupart, sinon tous, les aspects de conception requis pour la conception d'interfaces homme-machine pouvant appuyer la supervision et le contrôle de PRM. Les documents d'application de la réglementation de la CCSN pour la conception et l'analyse de sûreté articulent les exigences pour la conception d'interfaces homme-machine et les programmes d'IFH nécessaires, afin de montrer que les interfaces homme-machine contribueront efficacement à la défense en profondeur de l'installation. D'autres exigences réglementaires portent sur le besoin de prendre en compte ce qui suit :

- la cybersécurité
- le temps de réponse de l'opérateur aux événements (aussi appelé la « période de grâce »)
- la gestion des accidents
- l'échec de la logique qui pourrait mener à un mauvais diagnostic ou une intervention malvenue
- les incidences sur la surveillance de l'état sur le terrain
- les incidences d'une plus grande dépendance aux interfaces homme-machine sur l'aptitude au travail

La CCSN reconnaît que certaines clarifications seront peut-être nécessaires pour des applications précises d'interfaces homme-machine, comme la surveillance hors site et l'intervention de systèmes autonomes, et dans ce cas particulier, il est probable que les développeurs de technologies vont poser des questions concernant l'effectif sur place.

En ce qui concerne le sujet « Interfaces homme-machine dans l'exploitation des installations », la CCSN cherche à obtenir les commentaires de développeurs de technologies qui proposent de nouvelles approches et architectures pour les technologies des interfaces homme-machine pour utilisation dans les PRM.

Doit-on clarifier davantage les exigences et l'orientation existantes pour les interfaces homme-machine utilisées dans le cadre de l'exploitation et de l'entretien d'une installation? Si oui, quels domaines gagneraient à être clarifiés davantage?

2.14 Répercussions des nouvelles technologies sur la performance humaine

La performance humaine peut être décrite comme les résultats de comportements, de fonctions et d'actions de l'homme dans le cadre de l'accomplissement de ses tâches. Il englobe les décisions et les actions effectuées dans le cadre d'un travail et le résultat final d'une telle activité. La performance humaine peut être influencée positivement et négativement par divers facteurs (p. ex. la formation, le milieu de travail, les communications, les procédures de travail et les attributs de la conception matérielle d'équipements et d'outils). Les facteurs humains doivent être pris en compte explicitement au cours de la conception, dans le but d'appuyer la performance humaine à toutes les phases de la centrale, y compris la fabrication, la construction, la mise en service, l'exploitation, l'entretien, le rechargement et le déclassement. Afin d'optimiser la performance humaine, il est nécessaire de contrôler des facteurs qui peuvent avoir un effet négatif sur les humains qui effectuent le travail.

Les documents, politiques et guides d'application de la réglementation relatifs au rendement humain comprennent notamment les suivants :

- [REGDOC-2.2.2, La formation du personnel](#)
- [REGDOC-2.2.3, Accréditation du personnel](#)
- [REGDOC-2.5.2, Conception d'installations dotées de réacteurs : Centrales nucléaires](#)
- [RD-204 : Accréditation des personnes qui travaillent dans des centrales nucléaires](#)
- [P-119, Politique sur les facteurs humains](#)
- [G-276, Plan de programme d'ingénierie des facteurs humains](#)
- [G-278, Plan de vérification et de validation des facteurs humains](#)
- [G-323, Assurer la présence d'un nombre suffisant d'employés qualifiés aux installations nucléaires de catégorie I – Effectif minimal](#)
- [RD-363 : Aptitudes psychologiques, médicales et physiques des agents de sécurité nucléaire](#)

La performance humaine contribue de manière essentielle à la sûreté des installations nucléaires. Comme discuté tout au long du présent document, de multiples caractéristiques sont ajoutés aux concepts et conceptions des PRM dans le but d'améliorer le rendement de l'installation dans des domaines comme les suivants :

- la sûreté
- l'exploitabilité et la capacité d'entretien
- la réduction des déchets
- la diminution de la dose à laquelle les travailleurs sont exposés
- les concepts perfectionnés d'automatisation

Nombre de ces approches sont considérées comme des approches novatrices dans le présent document, particulièrement lorsqu'on les met en œuvre ensemble dans le cadre d'un plan global d'exploitation de la centrale. Par exemple, une plus grande utilisation de l'automatisation pour l'entretien (p. ex. les outils de pronostic) peut influencer sur la manière dont les décisions sont prises pour l'exploitation et l'entretien.

Cependant, même avec l'utilisation de mesures de conception améliorées, la performance humaine joue un rôle important dans deux domaines clés :

- Le promoteur devrait avoir un programme en place pour veiller à ce que les considérations relatives aux facteurs humains sont formellement et systématiquement prises en compte dans la conception de l'installation par le recours à des exigences qui influencent la performance humaine. Cela s'applique à la conception du concept global et également à la conception des parties constituantes.
- Il est attendu que le titulaire de permis surveille, évalue et renforce la performance humaine efficace au sein de son organisation.

L'emplacement proposé de PRM (tel qu'un lieu isolé) peut poser des difficultés uniques aux titulaires de permis dans le maintien d'un programme de performance humaine acceptable pour gérer les facteurs humains à l'appui des travailleurs.

La CCSN travaille actuellement sur un document de travail distinct sur la performance humaine et demandera une rétroaction sur ce sujet particulier dans un proche avenir.

En ce qui concerne le sujet « Répercussions des nouvelles technologies sur la performance humaine », doit-on clarifier davantage les exigences et l'orientation existantes sur la performance humaine dans un environnement de PRM?

2.15 Garanties financières pour la continuité des opérations

La CCSN prévoit des cas où des projets futurs de construction de centrales nucléaires seraient financés en vertu d'autres modèles de propriété. Voici quelques exemples :

- une propriété détenue par des consortiums étrangers
- des parcs de très petits PRM exploités en vertu d'un modèle de construction, de possession et d'exploitation

Dans le deuxième exemple, un certain nombre de développeurs envisagent le déploiement de PRM dans des régions éloignées du Canada où l'énergie d'un réacteur représenterait une infrastructure essentielle à la vie.

La CCSN a le pouvoir, en vertu de la LSRN, d'exiger des garanties financières, au besoin, pour atténuer les conditions de continuité des activités si le modèle de propriété met le titulaire de permis à risque d'être financé inadéquatement par les propriétaires (en raison, par exemple, d'une faillite d'entreprise). Ces fonds serviraient, par exemple, à payer les dépenses nécessaires pour ce qui suit :

- effectuer des activités autorisées clés relativement à la sûreté, à la sécurité et à la protection environnementale
- entretenir l'installation dans un état sûr spécifié pendant une période prédéterminée

- déclasser l'installation

La Commission pourrait exiger une garantie financière si elle la considère nécessaire aux fins de la LSRN. À cette fin, la CCSN a exigé que toutes les principales installations nucléaires et mines et usines de concentration d'uranium du Canada aient des garanties financières. Les garanties financières ont été examinées par la CCSN et sont incluses dans le fondement d'autorisation de chaque installation nucléaire en cause.

La portée et le montant d'une garantie financière seraient basés sur le financement nécessaire pour assurer l'état sécuritaire de l'installation jusqu'à ce qu'un autre financement puisse être assuré, afin de permettre la reprise des activités ou le déclassement de l'installation. La garantie est généralement basée sur un plan mis de l'avant par un demandeur dans le cadre d'une demande de permis.

Actuellement, la CCSN exige que les titulaires de permis d'installations dotées de réacteurs aient des garanties financières afin de faire en sorte que les ressources soient suffisantes pour terminer les activités autorisées en toute sûreté. Celles-ci s'appellent des garanties financières pour le déclassement et elles sont traitées dans le guide d'application de la réglementation [G-206, Les garanties financières pour le déclassement des activités autorisées](#). Lorsqu'un titulaire de permis met fin à ses activités, il doit rendre compte comme il se doit de l'élimination sécuritaire de tout le matériel et de l'équipement visés par le permis et il doit démontrer que tous les lieux associés au permis seront dépourvus de contamination radioactive. Le défaut de mettre fin adéquatement aux activités autorisées peut représenter un risque pour la santé et la sécurité des personnes et pour l'environnement. Une garantie financière ne libère pas le titulaire de permis des obligations réglementaires de cessation des activités autorisées auxquelles il est tenu, mais elle fait en sorte que des fonds soient disponibles dans l'éventualité peu probable où le titulaire de permis ne soit pas en mesure de mettre fin à ses activités en toute sûreté.

En ce qui concerne le sujet « Garanties financières pour la continuité des opérations », doit-on clarifier davantage les exigences et l'orientation existantes relatives à la mise en place de garanties financières pour la continuité des opérations afin d'assurer l'exécution sûre des activités autorisées?

Y a-t-il d'autres instruments financiers qui ne figurent pas dans le document G-206 qui seraient utiles pour aider à la mise en place de garanties financières?

2.16 Dispositions sur la sécurité du site

Les développeurs de technologies en matière de PRM cherchent d'autres approches à l'égard de la sécurité matérielle, telles que la sécurité dès la conception, afin de réduire l'effectif de sécurité.

La nature de l'énergie nucléaire, l'information concernant la conception et l'exploitation d'installations nucléaires et les activités exécutées dans une installation nucléaire exigent un environnement hautement sécuritaire dans le cadre de l'approche globale en matière de sûreté. Cela est reflété dans la définition d'un site à sécurité élevée contenue dans le [Règlement sur la sécurité nucléaire](#) :

« Centrale nucléaire ou une installation nucléaire où des matières nucléaires de catégorie I⁸ ou II sont traitées, utilisées ou stockées. »

Les approches relatives à la sécurité comportent normalement une combinaison de mesures, y compris des dispositifs techniques, des mesures administratives et l'utilisation d'un personnel de sécurité hautement qualifié. La CCSN est consciente que les développeurs de PRM cherchent de plus en plus à utiliser des mesures de conception (p. ex. la sécurité dès la conception) pour réduire l'effectif de sécurité requis sur le site. Une des préoccupations soulevées par les promoteurs dans un certain nombre de pays concerne le fait que les exigences en matière de sécurité ne sont pas suffisamment flexibles pour tenir compte d'une telle approche de conception.

Le *Règlement sur la sécurité nucléaire* admet généralement une certaine marge de manœuvre dans l'utilisation d'autres approches tout en garantissant que le niveau de sécurité demeure proportionné aux activités proposées. Le Règlement admet l'application d'une approche graduelle, particulièrement en ce qui concerne les exigences en matière de sécurité visant les matières nucléaires. Par exemple, les scénarios de sabotage doivent tenir compte de toutes les caractéristiques et considérer où les matières sont stockées et dans quel état (p. ex. le combustible frais, le combustible irradié, celui dans le cœur et d'autres).

L'article 3 du *Règlement sur la sécurité nucléaire* exige que le demandeur de permis effectue et soumette une évaluation de la menace et des risques propre au site et l'étaye dans un document sur le programme de sécurité et dans un plan de sécurité du site, ce qui comprend l'information sur la manière dont il satisfera aux exigences. Cela inclurait également la manière dont la sécurité serait assurée dès la conception.

Les documents d'application de la réglementation pour ce domaine de sûreté et de réglementation comprennent notamment ce qui suit :

- RD-321, Critères portant sur les systèmes et les dispositifs de protection physique sur les sites à sécurité élevée⁹
- RD-361, Critères portant sur les dispositifs de détection de substances explosives, d'imagerie par rayons X et de détection de métal sur les sites à sécurité élevée¹⁰
- [REGDOC-2.12.1, Sites à sécurité élevée : Force d'intervention pour la sécurité nucléaire](#)
- [REGDOC-2.12.2, Cote de sécurité donnant accès aux sites](#)

La norme du Groupe CSA N290.07-F14, *Cybersécurité pour les centrales nucléaires et les installations dotées de petits réacteurs* satisfait également aux exigences du document d'application de la réglementation ci-dessus.

En ce qui concerne le sujet « Dispositions sur la sécurité du site », quelles questions de réglementation pourraient poser problème pour le déploiement de scénarios visant des installations de PRM? Par exemple :

- Comment pourrait-on mettre en œuvre des structures souterraines ou civiles dans le cadre de l'approche de la sécurité dès la conception?

⁸ Ces catégories sont précisées dans l'annexe 1 du *Règlement sur la sécurité nucléaire* par type, forme et quantité.

⁹ Ce document contient des renseignements réglementés et n'est pas disponible au public.

¹⁰ Ce document contient des renseignements réglementés et n'est pas disponible au public.

- Comment les dispositions sur la sécurité pourraient-elles s'adapter aux PRM situés dans une région éloignée avec un effectif très limité sur le site? Comment aborderait-on le problème de la longueur possible des délais d'intervention hors site?
- Comment les dispositions sur la sécurité tiendraient-elles compte de la surveillance et du contrôle hors site des installations, le cas échéant?

2.17 Gestion des déchets et déclassement

Tous les procédés industriels, y compris la production d'énergie nucléaire, créent des déchets. Parmi ceux-ci, certains sont faciles à gérer et à éliminer; d'autres peuvent subsister plus longtemps. La CCSN reconnaît que le public considère la gestion des déchets et les stratégies d'élimination comme une question qui retient beaucoup l'attention.

La CCSN autorise, réglemente et surveille les installations de gestion des déchets au Canada afin de s'assurer que leur exploitation est sécuritaire. La CCSN impose aux exploitants de telles installations des exigences rigoureuses de reddition de comptes, et elle vérifie que les installations sont conformes aux exigences de sûreté établies en menant des inspections et des vérifications.

Lorsque des installations vont faire l'objet d'un déclassement, le titulaire de permis doit préparer et soumettre un plan de déclassement détaillé qui doit être approuvé par la CCSN. Ce plan affine le plan préliminaire de déclassement et sert à présenter les résultats des contrôles de contamination au terme de l'exploitation, des évaluations du risque, des effets sur l'environnement et des changements en matière de technologie et de réglementation pouvant modifier la stratégie de déclassement.

Approche en matière de réglementation des déchets et du déclassement

Dans le *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I*, chaque demande de permis doit contenir des renseignements sur le programme de gestion des déchets à mettre en œuvre pour les activités autorisées, ainsi que le plan de déclassement proposé pour l'installation ou le site nucléaire. Ces renseignements servent à comprendre les dangers potentiels et à réduire leurs éventuels effets sur l'environnement. La quantité d'information demandée augmente à chaque étape : préparation de l'emplacement, construction, exploitation et déclassement de l'installation. Ces renseignements permettent aussi d'appuyer la garantie du déclassement.

Un des principes clés de l'orientation de l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA) et de la politique d'application de la réglementation de la CCSN [P-290, Gestion des déchets radioactifs](#), est la réduction, par le titulaire de permis, de la production de déchets radioactifs.

La section 14 du document [RD/GD-369, Guide de présentation d'une demande de permis : Permis de construction d'une centrale nucléaire](#) expose les attentes de la CCSN quant aux données à inclure sur la gestion des déchets dans la demande de permis pour les activités proposées. La section 15 du guide porte sur les renseignements demandés par la CCSN dans les demandes de permis qui ont trait au déclassement et aux aspects liés à la fin de la vie de la centrale.

Le document [G-219, Les plans de déclassement des activités autorisées](#) fournit de l'orientation sur la préparation des plans de déclassement pour les activités autorisées par la CCSN et donne des renseignements pour calculer les garanties financières citées dans le document [G-206, Les garanties financières pour le déclassement des activités autorisées](#).

Dans le cadre de l'évaluation environnementale de la CCSN et du processus d'autorisation relatifs aux projets particuliers, les demandeurs doivent traiter la question de la gestion des déchets au début du projet. Toutes les exigences et l'orientation actuelles s'appliqueraient aux projets des petits réacteurs modulaires (PRM).

La CCSN a en place un processus optionnel [d'examen de la conception du fournisseur](#) avant le lancement du processus d'autorisation. Ce processus permet au fournisseur de réacteur de savoir si certains aspects précis de la conception sont conformes à la réglementation. Le domaine d'intérêt portant sur le déclassement dans la conception traite des façons dont le fournisseur prévoit faciliter le processus de déclassement de l'installation par les mesures de conception initiales. L'examen porte sur l'approche du fournisseur concernant les matériaux décrits à la section 7.24 du document [REGDOC-2.5.2, Conception d'installations dotées de réacteurs : Centrales nucléaires](#). La rétroaction découlant de l'examen permettra au fournisseur de faire état des approches utilisées au service public (société d'État ou entreprise privée) qui cherche à traiter cette question dans le cadre de la demande de permis.

Enjeux en matière de gestion des déchets posés par les petits réacteurs modulaires

Comme les PRM peuvent être de dimensions et de types divers, il est possible que les types et les caractéristiques des déchets soient, dans certains cas, différents de ceux produits dans les installations canadiennes existantes. Par exemple :

- Les déchets de faible activité resteront sans doute du même type (p. ex. outils, vêtements usagés et accessoires de nettoyage faiblement contaminés) et de la même composition, mais les volumes générés seront probablement beaucoup plus faibles en raison de la taille plus petite de l'installation et des décisions de conception des constructeurs.
- Différents types de caloporteurs, de programmes d'épuration et d'approches en matière d'inspection et d'entretien sont proposés pour un certain nombre de PRM. Ainsi, les déchets tels que les filtres usagés, les résines échangeuses d'ions et même les composants contaminés issus des inspections au cours de la durée de service et des entretiens peuvent présenter des caractéristiques de contamination différentes et devoir être gérés et éliminés d'une autre manière. Différents enrichissements et types de combustible seront utilisés (enrichissement de 4 % pour les réacteurs à eau ordinaire et le combustible ordinaire et jusqu'à un peu moins de 20 % pour le combustible d'installations plus petites et compactes)¹¹. La gamme des combustibles varie et comprend aussi bien les éléments traditionnels utilisés dans les réacteurs actuels que les sels métalliques, le sel de graphite, le sel de carbure et le sel fondu. Les processus de manutention et d'entreposage nécessitent la mise en place de méthodes particulières. Toutefois, les exigences de base restent identiques.
- L'utilisation d'autres approches pour l'exploitation et l'entretien des divers systèmes des PRM peut entraîner la production de types de déchets dangereux autres que ceux produits dans les installations actuelles. Rappelons que la quantité de ces déchets sera probablement moindre à cause de la combinaison de certains facteurs, comme la taille plus petite de l'installation et les décisions de conception, ainsi que des exigences environnementales à

¹¹ Les installations très petites utilisent des enrichissements plus élevés et sont très compactes, ce qui permet le transport d'un réacteur à l'aide d'une cuve de transport ordinaire et optimise l'utilisation et la vie du combustible dans un cœur scellé.

l'échelle fédérale, provinciale, territoriale et municipale qui imposent à l'exploitant de s'occuper de la gestion des déchets.

Enjeux en matière de déclassement posés par les petits réacteurs modulaires

Les concepts de PRM peuvent donner lieu à de nouvelles approches en matière de déclassement. Par exemple :

- Dans une installation à plusieurs modules, des modules de réacteur complets pourraient être remplacés dans le cadre de la stratégie opérationnelle. La remise en état des réacteurs est considérée comme une activité normale de gestion des déchets.
- Pour les réacteurs transportables plus petits (remplaçables), les activités de déclassement du site et de déclassement des réacteurs peuvent être accomplies séparément, et même en vertu de permis différents.

En ce qui concerne le sujet « Gestion des déchets et déclassement », quelles sont les principales stratégies de gestion des déchets, de gestion du combustible épuisé et de déclassement que la CCSN et les titulaires de permis doivent prendre en compte pour les différents scénarios de déploiement des PRM? Par exemple, quelle serait l'approche en matière de déchets et de déclassement des entreprises envisageant de mettre en place un ensemble de PRM dans un large secteur géographique?

Pour la mise en œuvre de ces stratégies, quels sont les défis de l'interprétation des exigences et de l'orientation actuelles?

2.18 Structures de génie civil sous la surface du sol importantes pour la sûreté

Le document [RD/GD-369, Guide de présentation d'une demande de permis, Permis de construction d'une centrale nucléaire](#) contient les renseignements demandés par la CCSN dans les demandes de permis relatives aux structures de génie civil.

Le document [REGDOC-2.5.2, Conception d'installations dotées de réacteurs : Centrales nucléaires](#) contient les exigences et l'orientation liées à la conception des structures de génie civil.

L'une des caractéristiques de plusieurs conceptions de PRM proposées est que le réacteur et les systèmes et structures importantes pour la sûreté et la sécurité (connues dans l'industrie sous le nom d'« îlot nucléaire ») sont partiellement ou totalement enfouis. Sur le plan conceptuel, cette idée n'est pas nouvelle. Elle est apparue pour la première fois dans les années 1950, dans la plupart des premiers pays à avoir développé les technologies nucléaires. Des efforts similaires ont déjà été déployés au Canada, avec le réacteur nucléaire de démonstration¹² de Rolphton (Ontario) et avec le prototype de réacteur à refroidissement organique de Whiteshell WR-1¹³ à Pinawa (Manitoba). Voici, entre autres, les principales raisons avancées par les fournisseurs pour enfouir le bâtiment de réacteur :

¹² Il s'agit d'un réacteur nucléaire de démonstration d'une puissance de 20 MWé (déclassement à venir).

¹³ Il s'agissait d'un réacteur de 60 MWth (déclassement à venir) visant à recueillir des données pour la conception d'un futur réacteur CANDU à refroidissement organique.

- résistance structurale accrue grâce à la roche environnante
- possibilité de réduire davantage la libération potentielle du produit de fission en cas d'accident grave du réacteur
- réduction des menaces dues aux dangers externes (p. ex. écrasement d'un aéronef)
- protection plus facile de l'installation (entrées non autorisées)
- retrait plus difficile des matériaux de l'installation
- protection de l'installation contre les intempéries les plus violentes et même les séismes (l'atténuation des inondations peut nécessiter plus d'attention, selon le site)
- utilisation d'écrans de protection naturels contre le rayonnement (roche et terre)

En ce qui concerne les structures de sous-surface, il sera important de comprendre et d'atténuer les effets des dangers externes possibles (comme les inondations et le mouvement du sol, les forces physiques statiques et dynamiques et les phénomènes liés à la gestion du vieillissement) pour établir le dossier de sûreté de l'installation au cours de sa vie utile, qui pourrait durer jusqu'à 100 ans. L'ensemble de connaissances généré dans cette méthode d'ingénierie est également très utile pour appuyer les mémoires des évaluations environnementales de projets, en particulier en ce qui a trait aux eaux souterraines.

Il est très important, pour la stratégie de sûreté et de protection environnementale d'une installation nucléaire, de mettre en place une structure de génie civil sophistiquée qui sert de barrière. Cela fait partie de la méthode de défense en profondeur permettant d'éviter et d'atténuer le rejet de substances radioactives et dangereuses dans l'environnement. Les structures de sous-surface présentent des enjeux en matière d'ingénierie, puisqu'il est difficile de détecter et d'évaluer la dégradation physique des matériaux dans les structures, élément essentiel pour la sûreté et la protection de l'environnement. Des structures souterraines sont déjà utilisées dans d'autres industries, mais dans beaucoup de cas, les technologies liées à la gestion du vieillissement des structures de génie civil n'ont pas encore fait leurs preuves dans le milieu nucléaire. Bien qu'ils soient normalement cités dans les permis de réacteur, les codes et les normes canadiens et américains sur les structures nucléaires¹⁴ ne contiennent actuellement pas de clauses sur les structures enfouies profondément.

En ce qui concerne le sujet « Structures de génie civil de sous-surface importantes pour la sécurité », pour compléter l'enquête de la CCSN sur la gestion du vieillissement des structures de génie civil, que fait l'industrie des PRM dans ce domaine afin de résoudre les enjeux liés à la gestion du vieillissement soulevés dans les codes et les normes? En particulier, travaille-t-elle actuellement sur les technologies nécessaires pour démontrer de manière fiable que ces structures restent aptes au service tout au long de la durée de vie de l'installation? Prévoit-elle, notamment, des dispositions sur les plans d'entreposage sécuritaire et de déclassement?

3 Technologies de fusion

Tous les réacteurs nucléaires du monde ont recours à la fission nucléaire, processus au cours duquel une réaction en chaîne contrôlée permet de fragmenter les atomes de certains éléments lourds (comme l'uranium 235) pour produire de la chaleur.

¹⁴ Il s'agit, par exemple, des normes N287.3 et N291.08 du Groupe CSA; de la norme *BPVC Section III – Rules for Construction of Nuclear Facility Components – Division 2-Code for Concrete Containments* de l'American Society of Mechanical Engineers; et du document *Code Requirements for Nuclear Safety Related Concrete Structures (ACI 349-01)* de l'American Concrete Institute.

Pour générer de la chaleur, il existe une autre méthode appelée fusion nucléaire. Au cours de la fusion, deux noyaux atomiques ou plus entrent très étroitement en contact. Ils entrent en collision à une vitesse très élevée et fusionnent ensemble pour former un nouveau noyau. Beaucoup de personnes considèrent que la fusion nucléaire présente plus d'avantages que la fission nucléaire. Elle génère beaucoup moins de sous-produits et présente des dangers généraux plus faibles. Toutefois, la fusion anthropique s'avère incroyablement difficile. Les recherches menées depuis plus de 60 ans en fusion contrôlée, dont le but est de générer de l'énergie de fusion pour produire de l'électricité, se sont soldées par un échec. Néanmoins, de nombreuses initiatives se poursuivent partout dans le monde pour le développement de la technologie de l'énergie de fusion, y compris au Canada.

Actuellement, si un promoteur de projet présente une technologie de fusion et cherche à construire et à exploiter une centrale au Canada, le *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I* s'applique.

Les installations de catégorie IA sont définies comme suit dans l'article 1 du règlement :

« L'une des installations suivantes :

- (a) un réacteur à fission ou à fusion nucléaires ou un assemblage nucléaire non divergent;
- (b) un véhicule muni d'un réacteur nucléaire. »

Il est reconnu que les activités de fusion nucléaire présentent des risques différents, mais non négligeables, pour la santé, la sécurité et l'environnement. La CCSN fait toutefois remarquer que leur ampleur est probablement limitée par rapport aux dangers que représentent les plus gros réacteurs à fission. En général, les dangers liés au développement de la fusion et aux opérations connexes peuvent comprendre une combinaison des éléments mentionnés dans la liste ci-dessous. Il s'agit de risques dont il faudrait tenir compte pour chaque type d'équipement de fusion. De plus, une analyse pertinente des dangers serait requise selon les solutions de conception particulières considérées :

- manipulation du tritium (p. ex. exigences en matière de télémanipulation)
- rejets de tritium (opérationnels et accidentels)
- neutrons rapides (neutrons de haute énergie provenant de la fusion)
- neutrons autres que ceux produits par le rayonnement ionisant ou par des réactions de fusion
- mobilisation de matières activées; activation neutronique de matière
- explosion d'hydrogène
- lithium et autres dangers d'incendie
- poussière liée à la circulation de métal en fusion (explosion, toxicité)
- érosion des systèmes de transport du métal en fusion (friction métal à métal) et transport des particules radioactives qu'il contient
- champs magnétiques actifs (effets sur les humains et conséquences en cas d'échec)
- défaillance dans le confinement du plasma
- composition chimique des matières
- systèmes de contrôle électroniques et effets externes sur ceux-ci (plasma, hauts courants et champs magnétiques)

Lorsque de futures installations nucléaires hybrides fusion-fission voudront produire des matières fissiles dans le cadre de couvertures spéciales (p. ex. base de thorium ou d'uranium), il faudra tenir compte du risque de confinement du plasma, de la fusion de la couverture et de la criticité.

La réglementation de toute activité associée au développement et à l'utilisation de telles technologies doit traiter des dangers qui pourraient être inhérents à la conduite des activités proposées. À l'heure actuelle, un bon nombre des outils utilisés et des exigences requises relativement à un réacteur à fission nucléaire continueront de s'appliquer; c'est le cas par exemple de la défense en profondeur, des analyses de la sûreté et de la radioprotection. Ainsi, ces outils seraient utilisés comme point de départ pour toutes les propositions à court terme de projets de conception de réacteur à fusion.

En ce qui concerne le sujet « Technologies de fusion », quels sont les types de risques et de dangers associés aux différentes technologies de fusion (dangers traditionnels et d'irradiation) et quelle est leur importance?

En tenant compte de ce qui précède, en quoi les risques posés par les activités liées à des réacteurs à fusion diffèrent-ils de ceux liés aux réacteurs à fission nucléaires actuels? La réglementation sur les réacteurs à fusion devrait-elle être différente de celle des réacteurs à fission?

4 Conclusion

Au cours des dernières années, la CCSN a noté un intérêt de plus en plus élevé pour les petits réacteurs modulaires (PRM) de la part de fournisseurs potentiels, des titulaires de permis, des services publics (sociétés d'État ou entreprises privées), des associations de l'industrie et d'autres ordres et ministères gouvernementaux et d'intervenants. Mais quelles sont les répercussions en matière de réglementation et de délivrance de permis qui sont nouvelles ou uniques aux PRM? Si un promoteur décide de déployer une telle technologie au Canada, quelles seraient certaines des importantes questions liées à la délivrance de permis qui devraient être résolues pour satisfaire aux exigences du Canada?

Ce document de travail a pour but de montrer que le cadre de réglementation nucléaire du Canada et son approche offrent suffisamment de souplesse pour permettre à un demandeur de permis de proposer des approches novatrices en matière de sûreté et de protection de l'environnement, qui ne compromettent ni la sûreté, ni la protection de l'environnement.

Ce document tente aussi d'établir que les PRM, selon les exigences actuelles neutres sur le plan technologique en matière de sûreté et de protection de l'environnement visant les centrales nucléaires, pourraient obtenir un permis de la CCSN, si le demandeur peut prouver qu'ils sont sécuritaires. De plus, la CCSN assumerait une surveillance réglementaire efficace des PRM afin de prévenir tout risque déraisonnable à l'environnement, à la santé et à la sécurité des personnes et à la sécurité nationale associé à la conception, à la production, à la possession ou à l'utilisation de technologies de PRM.

Cependant, même avec une approche réglementaire souple, certaines caractéristiques novatrices pourraient poser des défis dans le cadre de l'interprétation et de l'application des exigences. Ce document tente aussi de mettre en relief un certain nombre de secteurs clés qui pourraient comporter des défis. Dans certains cas, la CCSN est en mesure de confirmer que les exigences actuelles demeurent valides et utiles. Dans d'autres secteurs, il faut examiner plus en profondeur les répercussions des approches novatrices pour vérifier si des exigences ou une orientation supplémentaires seraient nécessaires pour soutenir davantage ce qui existe déjà.

Ce document de travail donne aussi un aperçu de certains des enjeux potentiels déterminés par la CCSN. Les enjeux sont décrits en profondeur et une brève description des éléments particuliers qui seront à étudier ultérieurement est fournie. Dans d'autres cas, ce document présente la manière dont la CCSN prévoit donner suite à ces enjeux dans son cadre de réglementation en vigueur.

La CCSN veut obtenir les commentaires des parties intéressées sur les sujets abordés dans ce document de travail et sur tout autre sujet qu'elles considèrent pertinent aux discussions sur les PRM.

5 Comment participer

Veillez faire parvenir vos commentaires et observations à :

Commission canadienne de sûreté nucléaire
C. P. 1046, succursale B
280, rue Slater
Ottawa (Ontario) K1P 5S9
Télec. : 613-995-5086
Courriel : cnsconsultation.ccsn@canada.ca

Veillez indiquer clairement quel document de travail vous commentez.

Annexe A: Aperçu des concepts de petits réacteurs modulaires

Il existe un grand nombre de fournisseurs dans le monde qui proposent des concepts de petits réacteurs modulaires (PRM) à différentes étapes d'achèvement. Une liste longue mais non exhaustive de technologies de réacteurs, notamment les PRM, peut être consultée dans la base de données [Advanced Reactors Information System \(ARIS\)](#) de l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA), (en anglais seulement).

Aussi, l'AIEA offre gratuitement une publication intitulée [Advances in Small Modular Reactor Technology Developments](#) (en anglais seulement), qui porte principalement sur les descriptions techniques de PRM.

Le tableau 1 dresse la liste des fournisseurs de PRM qui ont demandé à la CCSN de l'information sur la réglementation.

Figure 1 : Fournisseurs de PRM qui ont demandé à la CCSN de l'information sur la réglementation

Petits réacteurs modulaires classiques intégrables au réseau			
Pays d'origine	Nom du fournisseur	Nom du réacteur (Débit par tranche)	Type de réacteur
États-Unis	NuScale Power	NuScale Module (45 MWé)	Réacteur à eau légère (REL) intégré
Corée	KAERI	SMART (100 MWé)	REL intégré
Chine	CNNC	ACP-100 (100 MWé)	REL semi-intégré
États-Unis	Generation mPower/B&W USA	mPower (200 MWé)	REL intégré
États-Unis	Westinghouse	PRM Westinghouse (225 MWé)	REL intégré
Japon	Hitachi-GE	DMS (300 MWé)	Réacteur à eau bouillante
États-Unis	Advanced reactor concepts	ARC-100 (100 MWé)	Sodium liquide
États-Unis	Holtec	Module Holtec (130 MWé)	REL semi-intégré
Canada et États-Unis	Terrestrial Energy	IMSR 300 et 600 (100 MWé et 200 MWé)	Réacteur à sels fondus

Petits réacteurs modulaires classiques intégrables au réseau			
Pays d'origine	Nom du fournisseur	Nom du réacteur (Débit par tranche)	Type de réacteur
Canada	Northern Nuclear Industries	LEADIR-PS100 (39 MWé)	Plomb fondu
Canada et États-Unis	Elysium Industries	Sans nom (Taille non encore déterminée)	Réacteur à sels fondus
États-Unis	Transatomic power	Sans nom (Taille non encore déterminée)	Réacteur à sels fondus
États-Unis	X-Energy	Xe-100 (50 MWé)	Gaz à température élevée

Petits réacteurs modulaires en périphérie du réseau / hors-réseau			
Pays d'origine	Nom du fournisseur	Nom du réacteur / débit par tranche	Type de réacteur
Canada/ États-Unis	Terrestrial Energy	IMSR 60 (28 MWé)	Réacteur à sels fondus
Canada/ États-Unis	StarCore Nuclear	Module StarCore (10 MWé) Transportable	À gaz à haute température / à combustible TRISO et à blocs prismatiques
Canada	LeadCold Nuclear	SEALER (3 MWé) Transportable	Plomb fondu – nitrure d'uranium
États-Unis	Gen4Energy	Module Gen4 (25 MWé) Transportable	Refroidi au plomb-bismuth fondu

Annexe B: Renseignements supplémentaires

Cette annexe contient d'autres renseignements sur les principes fondamentaux et les justificatifs de la réglementation concernant les sujets étudiés à la section 2 de ce document de travail. Ces renseignements sont principalement destinés aux personnes qui connaissent moins l'approche canadienne en matière de réglementation et qui cherchent à comprendre pourquoi ces secteurs sont importants pour la sûreté. Ces renseignements n'établissent pas de nouvelles politiques réglementaires et ils ont été rassemblés à partir de plusieurs sources d'information à même le cadre de réglementation existant de la CCSN.

B.1 Contexte

B.1.1 Comprendre ce qu'est un petit réacteur modulaire et ce qu'il représente

La signification du terme « petit réacteur modulaire » (PRM) diffère d'un pays à l'autre. Même l'acronyme anglais SMR (small modular reactor) est interprété différemment d'un pays à l'autre :

- small modular reactor (petit réacteur modulaire)
- small and medium reactor (petit et moyen réacteur)
- small and medium modular reactor (petit et moyen réacteur modulaire)

Les concepts de PRM peuvent être classés dans quatre catégories ¹⁵:

1. **Prêt à construire (*Ready to build*)** : Ces réacteurs sont semblables, d'un point de vue conceptuel, aux réacteurs refroidis à l'eau, mais plus petits qu'eux. Leur conception comprend généralement une cuve de réacteur, un système de transmission, des générateurs de vapeur et des pressuriseurs, pouvant être tous regroupés dans un seul module. Ces réacteurs sont dits prêts à construire parce qu'ils sont fondés sur des technologies et des concepts éprouvés.
2. **Réacteurs reprenant d'anciens concepts (*Second time around designs*)** : Ces réacteurs sont différents des réacteurs à eau légère. Ils ont été étudiés de 1950 à 1970, mais ils ont été abandonnés en faveur des concepts à eau légère. Il s'agit de réacteurs refroidis au gaz, comme l'hélium, au moyen de métaux liquides, comme le sodium ou le plomb, ou au moyen de sels fondus.
3. **Réacteurs servant à l'élimination des déchets (*Nuclear Waste Disposal Reactors*)** : La plupart sont des « réacteurs à neutrons rapides » qui peuvent transmuter les isotopes de carburant usé existant en carburant utilisable ou en déchets à vie courte. Cela requiert le traitement du carburant usé des réacteurs existants en vue de son utilisation dans ce type de réacteurs. Des exemples antérieurs de ces conceptions ont été exploités. De plus gros réacteurs à neutrons rapides ne seraient pas considérés comme des PRM, mais plutôt comme des centrales nucléaires de grande puissance.
4. **Réacteurs transportables (*Lifetime fuelled reactors*)** : Aussi connus dans les médias populaires sous le nom de « batteries nucléaires », ces réacteurs sont très petits (de 3 à 3,5 MWé). Ils sont chargés en combustible une fois avant leur déploiement et mis hors service une fois vides ou remis à neuf et rechargés en combustible à une installation de service hors du site du client. L'AIEA appelle ces concepts des centrales nucléaires transportables.

Ce qui est certain, c'est qu'un PRM sera un réacteur à fission nucléaire, qu'il sera plus petit que les réacteurs traditionnels et que des technologies de rechange seront utilisées à des fins de sûreté et

¹⁵ Référence : Université Princeton, Andlinger Centre for Energy + the Environment: [Nuclear Distillate Article on Small Modular Reactors](#).

d'économie. Dans la plupart des cas, ces réacteurs sont conçus pour servir dans différents marchés, soit pour générer de l'électricité ou de la chaleur dans les régions où une centrale nucléaire serait trop grande.

Selon les promoteurs, les PRM ont d'autres attributs positifs. De nombreux nouveaux concepts de grands réacteurs offrent aussi certains de ces attributs, mais il faut savoir que les concepteurs de PRM appliquent un plus grand nombre de ces attributs, à une plus grande échelle. Voici les principales caractéristiques :

- **Modularité** : Bon nombre des PRM proposés seraient faits de modules fabriqués en série dans un environnement de production contrôlé. Le principe est que des produits fabriqués en usine seraient de meilleure qualité, prendraient moins de temps à fabriquer et permettraient des économies d'échelle. Ces modules fabriqués seraient livrés à partir de l'usine de fabrication en vue de leur assemblage sur le site. Le temps de construction devrait être beaucoup plus court. Il semblerait aussi que certains des travaux de mise en service pourraient être faits pendant la fabrication, ce qui réduirait le temps de préparation nécessaire sur le site pour permettre l'exploitation commerciale de la centrale. Ce concept a été éprouvé dans les industries de la construction navale et de l'aérospatiale. Certains gros réacteurs modernes s'appuient aussi sur cette approche.
- **Caractéristiques de conception simplifiées** : Un PRM est généralement conçu pour réduire le nombre de composants et de systèmes nécessaires et permettre l'utilisation de caractéristiques de sûreté dites passives et inhérentes dans l'approche de sûreté. Cette approche est aussi utilisée pour certaines conceptions modernes de centrales nucléaires. Des caractéristiques de conception simplifiées pourraient signifier une utilisation moindre de pompes, de vannes et de canalisations. Certains concepts de réacteurs peuvent être des modules complets contenant dans une seule cuve le cœur, les mécanismes de contrôle de la réactivité, les générateurs de vapeur, les pressuriseurs et les pompes de circulation. Les concepteurs de ces réacteurs allèguent que le nombre réduit des composants permet d'accroître la fiabilité de l'ensemble.
- **Dispositifs passifs** : Il s'agit de dispositifs de sûreté ne nécessitant aucune intervention de la part d'un opérateur ou d'activation par une boucle électronique pour, par exemple, arrêter le réacteur de manière sécuritaire en cas d'urgence de type particulier (comme une surchauffe due à une perte de caloporteur ou de débit du caloporteur). Ces dispositifs dépendent de l'ingénierie des composants, de telle sorte qu'ils fonctionnent selon les lois connues de la physique. Parmi les exemples de dispositifs passifs normalement utilisés dans les PRM, on peut citer le réservoir d'eau de refroidissement d'urgence qui se vide dans la cuve du réacteur par gravité afin de couvrir le combustible pendant une longue période et de retarder sa fonte, en cas d'accident improbable de perte de fluide du caloporteur primaire.
- **Dispositifs de sûreté inhérents** : Ces dispositifs dépendent des caractéristiques du réacteur lui-même, par exemple :
 - Un cœur de réacteur à inventaire limité ou à volume restreint pourrait réduire ou éliminer grandement le risque de fonte du combustible à cause de sa capacité naturelle à dissiper la chaleur sans support externe.
 - Une disposition du circuit de combustible et du modérateur du réacteur pourrait entraîner une situation où toute perturbation dans le réacteur (ébullition du caloporteur ou augmentation de la température du combustible) occasionnerait une baisse naturelle de la réactivité (coefficient de réactivité négatif).

B.1.2 Si tous ces nouveaux concepts constituent des améliorations, quels sont les enjeux en matière de réglementation?

Il faut être en mesure de prouver que les technologies et les dispositifs sont sûrs, c'est-à-dire qu'il faut présenter suffisamment de preuves scientifiques et techniques pour montrer que le nouveau dispositif fonctionnera en toute certitude comme l'affirme le concepteur.

La plupart des concepts de PRM proposés, même s'ils s'appuient sur des travaux technologiques passés et sur l'expérience en exploitation de centrales exploitées par le passé et de celles exploitées actuellement, reposent simultanément sur plusieurs approches nouvelles. Ces approches déterminent le degré de certitude auquel on peut s'attendre concernant le fonctionnement de la centrale, non seulement dans des conditions normales, mais aussi en cas d'accident, où la prévisibilité et la certitude du fonctionnement du système sont essentielles pour la sûreté de l'installation. Les incertitudes dans la conception font toujours l'objet de discussions en matière de réglementation, car le fait de comprendre et de réduire au minimum les incertitudes permet de réduire le risque et d'accroître la sûreté de l'installation. Il est nécessaire de bien les comprendre. Une approche consiste à mettre en œuvre d'autres stratégies pour réduire les risques éventuels, comme :

- concevoir un composant de manière à ce qu'il soit plus robuste que ce qui est nécessaire
- ajouter, par exemple, des composants redondants pour accroître la sécurité des systèmes en cas de défaillance d'un seul composant

Ce concept est adopté dans beaucoup de secteurs industriels. Les éléments de preuve sont normalement recueillis par le concepteur lors de l'établissement du nouveau concept, au moyen d'activités de recherche et de développement (R-D), y compris les expériences et les modèles de simulation par ordinateur. Dans certains cas, d'autres industries peuvent avoir déjà expérimenté un concept. Le concepteur doit alors voir comment le concept peut être adapté à une application nucléaire et il doit mener des activités de recherche et de développement pour corriger les éventuelles lacunes.

Le fait d'appliquer de nombreuses approches nouvelles pour atteindre les objectifs de conception peut entraîner de nouveaux enjeux en matière de réglementation. Il faut par exemple :

- analyser les interactions complexes entre les nouveaux dispositifs dans diverses conditions d'exploitation de l'installation
- élaborer de nouvelles approches en matière d'entretien
- comprendre le rendement des matériaux à long terme (p. ex. comprendre le processus de corrosion et d'érosion des métaux)
- cerner les incertitudes et savoir, par exemple, si les dispositifs passifs fonctionneront comme prévu dans toutes les conditions d'exploitation de la centrale

La taille et le type des réacteurs ne sont pas des enjeux de réglementation clés au Canada; le présent document de travail porte donc sur les répercussions de certaines nouveautés mises en œuvre dans ces nouvelles technologies.

B.1.3 Lieux où les PRM pourraient être déployés

Remarque : Les renseignements contenus dans la présente section visent uniquement à éclairer le contexte. La CCSN n'y donne pas et n'y laisse pas entendre son opinion. Elle n'essaie pas non plus d'y promouvoir la politique énergétique ou nucléaire.

Au Canada, en raison de la géographie, de la répartition inégale de la population et de l'économie fondée sur les ressources, divers types d'infrastructures de production d'électricité doivent être mis en place dans différentes parties du pays.

La plupart des agglomérations du Canada se trouvent dans la partie sud des 10 provinces méridionales et sont desservies par des réseaux provinciaux interconnectés (pour obtenir un schéma interactif de ce réseau, consulter la [carte du réseau électrique](#) de l'Association canadienne de l'électricité). Chaque réseau provincial évolue selon la politique énergétique, la répartition démographique et les capacités industrielles de la province correspondante, certaines provinces étant desservies par de nombreuses petites installations de production, et d'autres principalement par de plus grosses.

Lorsqu'une province est desservie par un petit réseau, la construction d'une grande centrale électrique peut entraîner des problèmes de stabilité du réseau à cause de la présence, en un seul endroit, d'une importante source de production. De plus, il faut mettre à niveau l'infrastructure du réseau pour l'adapter à la puissance de sortie d'une grosse centrale. Un certain nombre de fournisseurs de PRM élaborent et mettent en œuvre de nouveaux concepts dans la gamme des 50 à 300 MWé par tranche afin d'adapter leurs installations au réseau existant sans apporter de modifications majeures à ce dernier. Dans ce cas, les PRM seraient avant tout utilisés pour la production d'électricité, et les générateurs remplaceraient les anciennes centrales à combustible fossile. Certains fournisseurs proposent aussi d'utiliser certaines technologies liées aux PRM pour fournir de l'électricité de gros ou de la vapeur industrielle pour les grands projets miniers.

Dans les régions septentrionales du Canada, la situation énergétique est complètement différente, et beaucoup de fournisseurs de réacteurs travaillent sur des solutions de production électrique de petite taille pour les applications nordiques. Dans ces régions, l'alimentation électrique se fait « en périphérie des réseaux » ou « hors réseau ».

Les régions en périphérie des réseaux sont généralement desservies par des lignes de transport d'énergie très longues, mais simples, qui sont reliées aux réseaux de transport du sud. Ces réseaux nordiques couvrent de larges distances, mais comprennent peu de redondances, voire aucune, pour le transport de l'électricité. En conséquence, ces réseaux sont vulnérables aux interruptions plus fréquentes et plus longues. S'il est nécessaire de fournir de l'électricité à une zone non desservie par la ligne d'alimentation existante (p. ex. pour alimenter une nouvelle mine), il faut déterminer s'il convient d'élargir le réseau pour couvrir cette région ou la desservir en utilisant une source de production hors réseau ou éloignée. D'ordinaire, des centrales à combustible fossile sont utilisées (au diesel, au propane ou au gaz naturel liquéfié), car il faut recourir à des sources très fiables et non variables.

Dans le Grand Nord canadien, où la population permanente est petite et vit dans de petites villes ou dans des zones d'activité liées aux ressources naturelles (comme des mines) éloignées les unes des autres par des centaines de kilomètres, il n'y a aucun réseau interconnecté, et l'électricité doit être produite localement pour la consommation locale. Les besoins en production vont de 500 kWé à 5 MWé pour les collectivités, et peuvent atteindre 45 MWé (consommation d'électricité et utilisation de la chaleur industrielle) pour les grands projets miniers.

En ce qui concerne les applications en périphérie des réseaux ou même hors réseau, la CCSN sait que plusieurs fournisseurs envisagent d'utiliser les concepts des PRM dans la gamme des 3 à 35 MWé (par tranche), selon les besoins en électricité des clients. Ils examinent ces options pour compléter un réseau nordique ou éloigné existant ou comme source de production hors réseau. L'absence de rechargement sur place est une caractéristique unique de ces concepts qui est envisagée par certains. Certains fournisseurs proposent de faire en sorte que ces réacteurs soient rechargés en usine puis scellés et expédiés en vue de leur installation et de leur exploitation. Une fois le combustible épuisé, les unités scellées seraient retirées

du site puis réexpédiées à l'usine d'origine pour les remettre à neuf ou les déclasser, ou les placer dans un dépôt de combustible usé. L'Agence internationale de l'énergie atomique utilise l'expression « centrales nucléaires transportables » pour nommer ces tranches scellées et transportables. Elles seront néanmoins appelées « réacteurs transportables » dans le présent document.

Tous ces scénarios présentent divers enjeux stratégiques et techniques que l'industrie, les gouvernements et les organismes de réglementation doivent résoudre. Ces enjeux sont définis et abordés dans les sections suivantes du présent document.

B.2 Renseignements supplémentaires pour étayer un dossier de sûreté

Les renseignements techniques, comme ceux obtenus à la suite des activités de recherche et de développement, permettent d'appuyer divers aspects de la demande de permis. Ils prouvent, par exemple, la crédibilité de l'information fournie sur la sûreté et l'efficacité de l'approche en matière de sûreté, ou éclairent les considérations à long terme pour la tenue des activités autorisées. L'importance de ces renseignements est soulignée dans le *Règlement général sur la sûreté et la réglementation nucléaires*, par exemple, l'alinéa 3(1)(i), qui stipule que la demande de permis doit contenir « une description et les résultats des épreuves, analyses ou calculs effectués pour corroborer les renseignements compris dans la demande ».

Ces renseignements sont nécessaires pour démontrer le rendement des systèmes ou pour prouver que les marges de sûreté sont adéquates. Ils permettent aussi de comprendre :

- les caractéristiques de fonctionnement des dispositifs (à la fois séparément et collectivement) dans des environnements nucléaires particuliers
- les incertitudes qui peuvent survenir avec l'utilisation des dispositifs et ce qu'elles signifient pour la démonstration de sûreté générale
- l'applicabilité et le caractère suffisant des efforts antérieurs en recherche et développement, ainsi que l'expérience externe en exploitation s'appliquant au cas actuel (quelles lacunes faut-il résoudre entre le cas actuel et les travaux antérieurs?)
- les domaines pour lesquels il faut améliorer les nouveaux logiciels de simulation ou les logiciels existants afin de comprendre le mieux possible comment fonctionnera le réacteur

Comme la demande de permis fait partie du fondement d'autorisation¹⁶ qui comprend le permis, les renseignements techniques (comme ceux issus d'un programme actuel de recherche et de développement) et ses répercussions sur l'information fournie sur la sûreté doivent être régulièrement réexaminées par les titulaires de permis à mesure que les méthodologies évoluent, les hypothèses changent ou de nouveaux renseignements sont recueillis, comme ceux issus de l'expérience en exploitation.

Lorsque la CCSN évalue, sur le plan technique, la demande de permis, elle examine chaque domaine de sûreté et de réglementation applicable pour confirmer que le demandeur a prouvé la pertinence, la crédibilité et le caractère suffisant des renseignements et qu'il s'appuie sur un programme de recherche et de développement en cours dont la qualité est assurée. Par exemple, un des facteurs que la CCSN étudie dans les activités de recherche et de développement est l'utilisation conjointe, pour la conception, des simulations par ordinateur et des modèles et expériences physiques afin de comprendre le mieux possible les phénomènes physiques. La CCSN s'attend à ce que les titulaires de permis examinent les données de leurs activités de recherche et de développement et à ce qu'ils sachent si elles présentent des lacunes et, le

¹⁶ Voir le document INFO-0795, *Objectif et définition du « fondement d'autorisation »*, janvier 2010, CCSN, ISBN 978-1-100-93667-3.

cas échéant, comment les résoudre rapidement. Ils doivent mener cette activité tout au long du cycle de vie de l'installation.

B.2.1 Utilisation des codes informatiques pour soutenir les activités de recherche et de développement et les allégations relatives à la sûreté

Il est prévu que tous les codes informatiques, y compris les technologies de simulation, qui seront utilisés dans les analyses de sûreté et les activités de recherche et développement (R-D) soient vérifiés et validés à l'aide des données expérimentales. De cette manière, les différentes fonctions de sûreté faisant partie du cadre de défense en profondeur permettent de démontrer que l'exploitation des installations est sûre. Ces fonctions sont notamment :

- le rendement du combustible et le rendement sur le plan de la physique
- les systèmes de sûreté et les systèmes de soutien en matière de sûreté
- l'architecture de contrôle
- les facteurs humains et la performance humaine (lors de l'exploitation normale et d'événements qui surviennent dans une centrale)

Il incombe au promoteur de s'assurer que les programmes informatiques utilisés dans les activités de R-D ainsi que dans les analyses de la conception et de la sûreté des centrales nucléaires et des réacteurs de recherche, et les résultats de ces programmes, sont fiables et appropriés pour les applications visées. Ainsi, les programmes et les résultats peuvent être appuyés en toute confiance.

Les conceptions de PRM explorent des méthodes de rechange pour répondre aux exigences en matière de sûreté, comme l'utilisation de fonctions passives et inhérentes. L'utilisation de ces méthodes peut amener des incertitudes dans l'analyse de la sûreté, et des preuves expérimentales pertinentes doivent corroborer les simulations et les codes informatiques utilisés pour analyser les séquences opérationnelles et accidentelles. Par exemple, les incertitudes découlant des méthodes de rechange influent sur les domaines suivants :

- la neutronique du cœur
- le rendement du combustible
- la thermohydraulique
- les accidents graves
- l'analyse structurelle
- la dispersion des effluents rejetés

Lorsqu'on envisage d'utiliser les codes informatiques éprouvés de l'industrie, il est important de connaître et de comprendre les différences techniques de la conception d'un PRM et la façon dont elles influent sur la validité et la pertinence de ces codes.

La norme CSA N286.7, *Assurance de la qualité des programmes informatiques scientifiques, d'analyse et de conception des centrales nucléaires*, renforce davantage les exigences relatives à l'assurance de la qualité qui devront être respectées.

B.2.2 Utilisation des renseignements en recherche et développement provenant de l'extérieur du secteur nucléaire

La CCSN reconnaît que, dans certains cas, d'autres secteurs d'activité que celui du nucléaire disposent d'une mine de renseignements sur les méthodes techniques. Il est possible de mettre à profit ces renseignements pour appuyer l'information fournie sur la sûreté, mais les renseignements à l'appui

doivent aussi porter sur les éléments particuliers de l'activité proposée pouvant influencer sur les résultats en R-D. Par exemple, le matériel exposé à l'environnement intérieur du réacteur nucléaire doit pouvoir demeurer en service dans cet environnement pendant la durée de vie utile du réacteur. Cela signifie qu'une analyse supplémentaire ou des activités de R-D peuvent être nécessaires pour compléter l'information existante.

B.3 Pratique actuelle pour l'autorisation des installations dotées de plusieurs réacteurs sur un même site

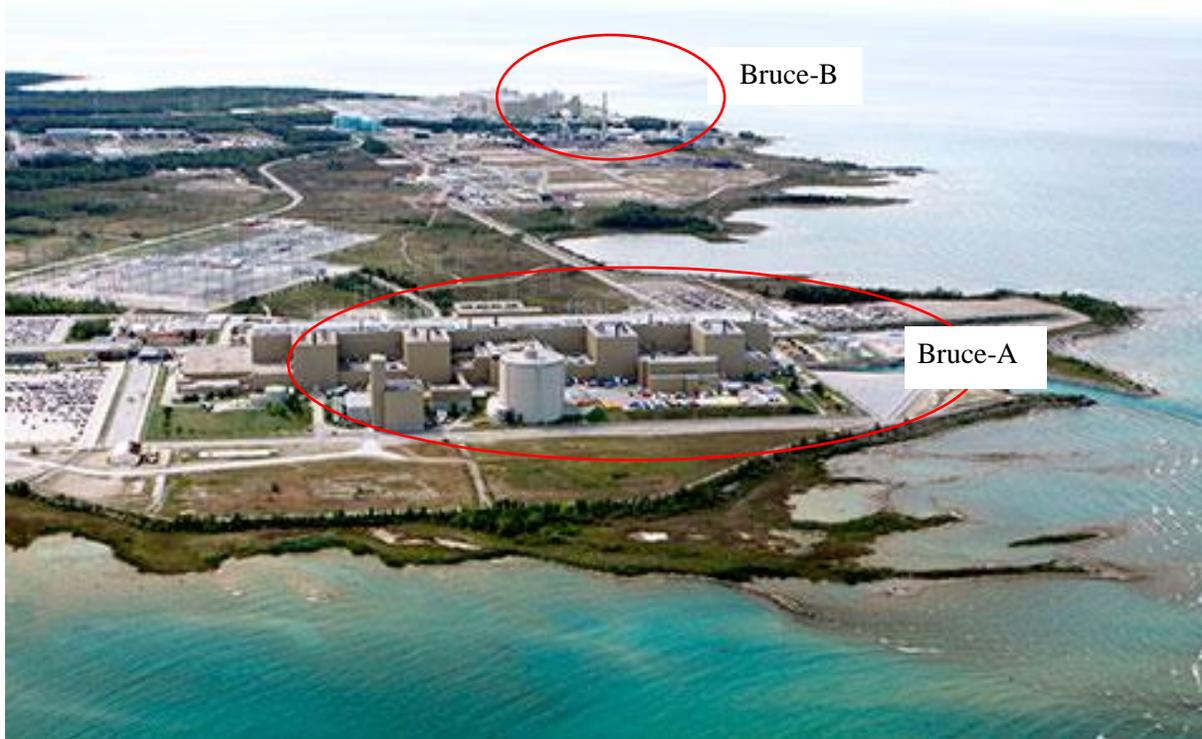
La pratique actuelle pour les parcs d'installations nucléaires à tranches multiples¹⁷ au Canada montre qu'un permis unique pour toutes les activités des installations sur un même site peut constituer une solution pratique tenant compte des éléments suivants :

- les différences techniques et de configuration entre les tranches
- les tranches d'âges différents
- les tranches d'une centrale se trouvant à différentes étapes de leur cycle de vie, comme les tranches en exploitation, celles en réfection et celles en état de stockage sûr en attente de leur déclassement

La figure 2 montre un exemple de cette pratique au site des centrales nucléaires de Bruce où un seul permis couvre les centrales de Bruce-A et de Bruce-B (quatre tranches chacune).

¹⁷ Au Canada, une « tranche » s'entend d'un réacteur et de la partie classique d'une centrale plus grande.

Figure 2 : Site de Bruce Power – Bruce-A (4 tranches) au premier plan et Bruce-B (4 tranches) en arrière-plan – assujéti à un seul permis d’exploitation



Le demandeur propose le nombre et la nature des permis, et la décision est ultimement prise par la Commission dans le cadre du processus d’autorisation.

L’expérience en exploitation relative au permis unique pour des installations à tranches multiples a montré que les titulaires de permis doivent tenir compte de la façon dont ils géreront les différences entre les tranches, comme il est décrit ci-dessus, dans tous leurs programmes d’exploitation et d’entretien de l’installation dans son ensemble. Par exemple, cela pourrait comprendre un programme de gestion du vieillissement pour les fonctions des « services communs » partagés entre les modules, y compris les structures de génie civil, les circuits électriques et les circuits d’air comprimé en commun. Cette question sera particulièrement importante pour les cas tels que :

- les PRM à multiples modules, où un exploitant propose de mettre en service seulement quelques modules au début, avec la possibilité d’installer et d’exploiter des tranches supplémentaires plus tard
- les modules usés qui peuvent être enlevés et remplacés par des plus récents, lesquels peuvent être différents sur le plan technique des modules précédents

En ce qui concerne une demande de permis pour la construction ou l'exploitation d'une installation à modules multiples, il est important que le demandeur tienne compte de la capacité totale finale de l'installation au cours de sa durée de vie et du calendrier de déploiement des modules. Cela jouera un rôle, par exemple, dans l'évaluation environnementale et les analyses de la sûreté à l'appui du dossier de sûreté de l'installation. La CCSN s'attend à ce que le demandeur décrive, dans sa demande de permis, ses programmes et ses processus de manière à montrer comment les activités des tranches multiples seront gérées dans tous les domaines de sûreté et de réglementation. Par exemple :

- la gestion de la configuration – en tenant compte des différences entre les tranches
- la performance humaine – la formation du personnel et la prévention des erreurs, comme un entretien effectué dans la mauvaise tranche

B.4 Renseignements supplémentaires sur les points à considérer pour l'autorisation de nouveaux réacteurs de démonstration

Un réacteur de démonstration peut être vu comme une installation à grande puissance, en grande partie pleinement fonctionnelle et intégrée¹⁸, comportant des fonctions supplémentaires intégrées. Il permet de recueillir de l'expérience en exploitation, afin de mieux gérer les incertitudes techniques associées aux nouvelles méthodes.

Une installation de démonstration pourrait être une première installation commerciale d'un nouveau genre (ou « first-of-a-kind – FOAK ») prévue pour exploitation pendant un cycle de vie complet. Autrement, selon les objectifs des titulaires de permis, le programme de démonstration peut comporter un retrait du service plus hâtif et des stratégies de déclassement de rechange. Cela doit être pris en considération dans le programme d'autorisation général, mais le processus d'autorisation demeure finalement le même que celui d'une installation commerciale.

L'information du programme de démonstration servirait à soutenir l'autorisation future de FOAK ou de futures installations du même genre. L'information recueillie par le titulaire de permis peut toucher des domaines comme :

- la compréhension du rendement du cœur du réacteur sous différentes conditions d'exploitation
- la démonstration du concept opérationnel (p. ex. la validation de l'interface homme-machine)
- la démonstration des capacités de suivi de charge importante
- les nouveaux matériaux et les nouveaux environnements chimiques (compréhension des mécanismes de vieillissement)
- les dernières étapes de l'essai de qualification d'un nouveau combustible
- les essais de production d'autres produits que l'installation pourrait produire (comme l'hydrogène)

Généralement, les installations de démonstration intègrent ensemble les systèmes prototypes issus d'activités de génie indépendantes. Par conséquent, les évolutions opérationnelles et les essais intégrés sont exécutés dans l'installation de démonstration pour rassembler les renseignements supplémentaires sur les comportements en général et le rendement de la conception dans son ensemble sous des conditions nucléaires réelles.

¹⁸ Les prototypes diffèrent généralement des installations de démonstration, puisqu'ils sont habituellement des systèmes plus petits, non pleinement fonctionnels et servant à faire des expériences complexes et à essayer de nouvelles approches.

De nombreux développeurs de technologie ont fait valoir que, dans leur plan de développement, ils chercheront à proposer la construction et l'exploitation d'une installation de démonstration avant d'en achever la conception et de l'offrir à des clients potentiels. Selon eux, ils cherchent ainsi :

- à achever les activités de recherche et développement nécessaires pour appuyer les demandes de permis de futurs projets (traiter les incertitudes associées aux diverses nouvelles méthodes techniques)
- à montrer aux parties intéressées que leur technologie peut atteindre l'objectif de la conception

Par leur nature, les installations de démonstration peuvent poser des risques supplémentaires en raison des incertitudes qui sont résolues grâce aux essais menés sous des conditions réalistes. Dans de telles conditions, des fonctions de sûreté supplémentaires et le recours accru à une conception conservatrice¹⁹ permettent de réduire les risques potentiels. Le processus d'autorisation vise à confirmer que ces risques sont pris en compte dans tous les domaines de sûreté et de réglementation afin de s'assurer que les activités menées sur les FOAK sont sécuritaires.

Une demande de permis d'installation de démonstration diffèrera par le type de preuves et d'expérience en exploitation accessible pour appuyer le dossier de sûreté. Par exemple, il n'existe peut-être pas de normes précises qui soutiennent l'ingénierie pour une telle technologie. De plus, l'installation de démonstration peut faire partie de la stratégie générale du promoteur relative à son programme de R-D. Cela signifie que les renseignements à l'appui de la demande doivent être de qualité élevée et décrire en détails suffisants la façon dont les approches proposées, au lieu de preuves et d'expérience en exploitation, assureront la sûreté de l'installation. Ces renseignements seront utilisés dans le cadre des discussions de nature réglementaire sur le jugement technique éclairé dont fait preuve le demandeur.

Des méthodes utilisées avec succès ailleurs dans le monde comprennent l'utilisation de codes et de normes de l'industrie ainsi que les éléments suivants :

- des données expérimentales
- des analyses supplémentaires de la sûreté (y compris l'analyse des incertitudes)
- des approches de conception conservatrices

L'expérience a montré que les titulaires de permis d'une installation de démonstration planifient habituellement des étapes supplémentaires pour la construction, la mise en service et l'approche en matière d'exploitation de manière à atteindre les objectifs généraux des activités de démonstration. Ainsi, des inspections, des essais et des analyses pourront être effectués pour donner suite aux incertitudes et leurs résultats feront partie de l'information à l'appui requise pour passer à la prochaine étape du projet. Ces données soutiennent aussi le fondement technique à l'appui de l'enveloppe opérationnelle sûre de l'installation. Ces plans, intégrés dans le fondement d'autorisation par la CCSN, fournissent des renseignements quant à la nécessité d'élaborer des conditions de permis, des points d'arrêt réglementaires et des critères de vérification de la conformité supplémentaires.

Puisque l'autorisation est axée sur les activités proposées, quelle que soit la technologie utilisée, le processus d'autorisation pour une installation de démonstration est le même que celui pour toute autre installation dotée d'un réacteur. Ce processus est décrit dans le document [REGDOC 3.5.1, *Processus*](#)

¹⁹ Voici des exemples de conception conservatrice : un confinement plus robuste, des systèmes d'arrêt supplémentaires, l'utilisation de systèmes de soutien d'urgence supplémentaires et un plus grand nombre d'employés chargés de l'entretien et de l'exploitation sur le site.

[d'autorisation des installations nucléaires de catégorie I et des mines et usines de concentration d'uranium.](#)

B.4.1 Prototypes et installations d'essai

Les prototypes et les installations d'essai diffèrent généralement des installations de démonstration en ce qui concerne les caractéristiques suivantes :

- une échelle plus petite ou des systèmes partiellement fonctionnels conçus pour la collecte de données précises
- une durée de vie plus limitée
- une conception non prévue pour un usage commercial prolongé

Dans ces cas, les incertitudes sont habituellement plus importantes que pour les installations de démonstration. Toutefois, les demandeurs utiliseront généralement les mêmes approches pour aborder les risques et montrer que les activités menées à l'aide de ces installations répondent aux exigences.

Le processus d'autorisation pour les activités utilisant des prototypes et des installations d'essai dépend de la nature et de la portée des activités proposées. La CCSN encourage les demandeurs à communiquer rapidement avec son personnel pour connaître le cheminement approprié des demandes de permis et les exigences applicables à ces activités.

B.5 Contexte du processus d'autorisation et des évaluations environnementales pour les parcs de PRM

Pour les demandes d'installations en périphérie du réseau ou même hors réseau dans les régions éloignées du Canada, la CCSN sait que plusieurs fournisseurs envisagent des projets de PRM de 3 à 35 MWé (par tranche), selon les besoins énergétiques du client. Ces PRM sont considérés par les fournisseurs comme les compléments d'un réseau électrique du Nord existant ou comme une source hors réseau. Ils peuvent servir de base à la propriété de parcs de petites installations semblables, sinon identiques, dans de grandes régions géographiques.

L'expérience de la CCSN en matière de délivrance de permis comprenait plusieurs emplacements gérés par une entreprise unique; cependant, dans la pratique, les activités de chaque emplacement étaient régies par un permis propre à l'emplacement concerné. Jusqu'à maintenant, aucune demande de permis devant régir plusieurs emplacements n'a été présentée.

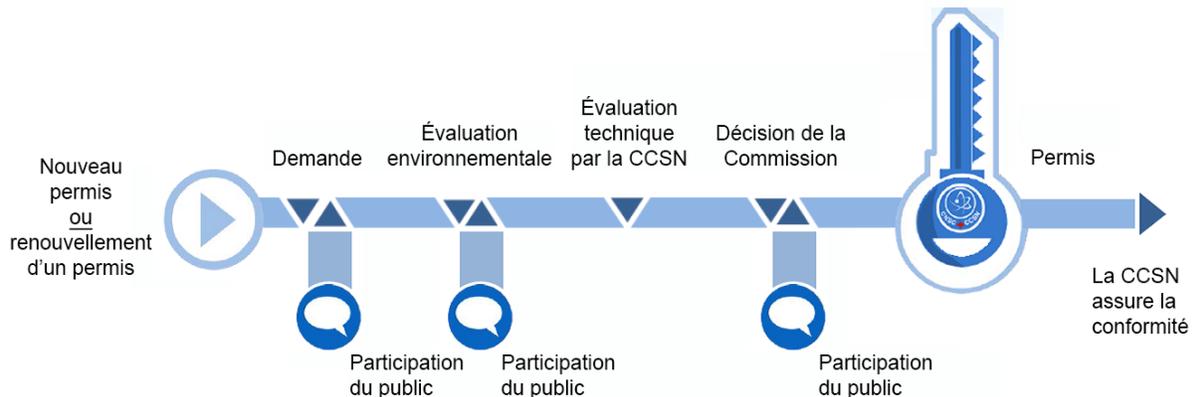
La construction, l'exploitation et le déclassement de tout nouveau réacteur à fission ou à fusion nucléaire sont des activités que l'on peut qualifier, individuellement, de projet désigné en vertu de l'article 2 de la *Loi canadienne sur l'évaluation environnementale (2012)* [LCEE 2012] et ces activités sont décrites dans un règlement connexe intitulé *Règlement désignant les activités concrètes*²⁰. En ce qui concerne les projets désignés décrits dans la LCEE 2012 et qui sont assujettis à la *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires* (LSRN), la CCSN veille à ce que les exigences de la LCEE 2012 soient satisfaites. Il est important de se rappeler qu'un projet proposé de petit réacteur modulaire (PRM) peut aussi nécessiter une autre évaluation environnementale (EE) par l'administration provinciale ou territoriale concernée. De plus, dans plusieurs régions du nord du Canada (p. ex. le Yukon, les Territoires du Nord-Ouest, le Nunavut ainsi que certaines parties du Québec et de Terre-Neuve-et-Labrador), des processus d'EE établis en vertu d'accords sur des revendications territoriales sont applicables, tandis que la

²⁰ Aucune exemption concernant les limites pour les petites installations de faible puissance n'a été présentée dans la LCEE 2012.

LCEE 2012 ne s'applique pas. À cet égard, la CCSN agit à titre de conseiller technique dans le cadre des processus d'EE et ne prend pas de décisions relatives aux EE. La Commission conserve un pouvoir décisionnel en ce qui concerne les questions d'autorisation assujetties aux dispositions de la LSRN. Dans la mesure du possible, lorsque plusieurs administrations sont concernées, ces processus sont harmonisés pour réduire les doublons et assurer l'efficacité de la réglementation.

Le processus de délivrance de permis de la CCSN permet une grande flexibilité. Les EE et diverses demandes de permis peuvent faire l'objet d'examen parallèles ou en série. Tel qu'abordé précédemment, en vertu de la LSRN, la Commission peut aussi prendre en considération des demandes concernant des activités combinées; par exemple, un permis pour la préparation d'un emplacement et la construction, ou un permis pour la construction et l'exploitation d'une centrale, pour autant que le promoteur respecte toutes les exigences associées aux activités proposées. Les membres du grand public et les groupes autochtones participent au processus, s'il y a lieu, et ils peuvent participer aux audiences publiques. La figure 3 illustre le processus de délivrance de permis pour chaque étape du cycle de vie d'une installation.

Figure 3 : Processus de délivrance de permis pour chaque étape du cycle de vie d'une installation



Dans le cadre du processus de demande d'un permis de préparation d'un emplacement, les activités relatives à une évaluation exhaustive de l'emplacement et à une EE pour la durée de vie projetée de l'installation doivent être précisées et décrites dans la demande du promoteur, ainsi qu'étudiées par la CCSN. Les données d'évaluation de l'emplacement et les résultats de l'évaluation environnementale effectuée en vertu de la LCEE 2012 doivent démontrer :

- que l'emplacement convient à la construction, à l'exploitation et au déclassement subséquent d'une installation²¹
- qu'il est peu probable que le projet proposé entraîne des effets négatifs importants sur l'environnement, compte tenu de l'application des mesures d'atténuation appropriées

Il faut se rappeler qu'un projet proposé de petit réacteur modulaire peut aussi nécessiter une autre évaluation environnementale par l'administration provinciale ou territoriale concernée. Dans plusieurs

²¹ Une installation peut comprendre plusieurs tranches. On devrait effectuer les EE en tenant compte de la capacité maximale souhaitée à long terme pour l'emplacement, sans égard au nombre d'unités devant être construites à court terme.

régions du nord du Canada (Yukon, Territoires du Nord-Ouest, Nunavut, etc.), des processus d'EE institués en vertu d'accords sur des revendications territoriales sont applicables, tandis que la LCEE 2012 ne s'applique pas. À cet égard, la CCSN agit à titre de conseiller technique dans le cadre des processus d'EE et ne prend pas de décisions relatives aux EE. La Commission conserve un pouvoir décisionnel en ce qui concerne les questions d'autorisation assujetties aux dispositions de la LSRN. Dans la mesure du possible, lorsque plusieurs administrations sont concernées, ces processus sont harmonisés pour réduire les doublons et assurer l'efficacité de la réglementation.

B.6 Renseignements supplémentaires sur les systèmes de gestion des titulaires de permis pour des projets concernant de petits réacteurs modulaires

B.6.1 Identification du titulaire du permis

Même si le propriétaire et les bailleurs de fonds de l'installation peuvent être des entités distinctes du titulaire du permis, c'est l'organisation du titulaire qui doit démontrer à la Commission :

1. que le titulaire du permis est compétent pour exercer les activités visées par le permis
2. qu'elle prendra, dans le cadre de ces activités, les mesures voulues pour protéger l'environnement, pour préserver la santé et la sécurité des personnes, pour maintenir la sécurité nationale et pour respecter les obligations internationales que le Canada a assumées

Cela signifie que le titulaire du permis doit

- être en mesure de démontrer qu'il possède les connaissances nécessaires sur le dossier de sûreté pour toutes les activités autorisées
- régir toutes les activités autorisées devant être exécutées
- comprendre les risques associés aux activités et savoir comment les maîtriser
- disposer de suffisamment de ressources compétentes au sein de son organisation pour surveiller adéquatement tous les travaux confiés à des sous-traitants; cette capacité concerne différents éléments techniques, opérationnels et liés à la gestion, et comprend :
 - les exigences prescrites
 - la supervision des travaux confiés aux entrepreneurs
 - l'examen du travail des entrepreneurs avant, pendant et après sa réalisation

Par exemple, dans l'optique de l'exploitation d'une installation, la pratique au Canada est que l'exploitant est toujours le titulaire du permis. Cette situation est conforme à l'objectif fondamental n° 1 de sûreté de l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA) qui stipule que ²²: « la responsabilité première en matière de sûreté doit incomber à la personne ou à l'organisme responsable des installations et activités entraînant des risques radiologiques. »

Cependant, cela n'empêche pas un titulaire d'utiliser les services d'entrepreneurs qualifiés pour exécuter des activités autorisées relevant de son contrôle et de sa surveillance. Le titulaire du permis devrait démontrer, par son système de gestion, comment il s'acquittera de sa responsabilité et de son obligation exclusives de rendre des comptes en matière de sûreté, peu importe la nature de ses ententes commerciales et de ses modalités organisationnelles, conformément aux dispositions de la norme de l'Association canadienne de normalisation intitulée CSA N286-F12, *Exigences relatives au système de gestion des installations nucléaires*.

²² Remarque : Le mandat de la CCSN comprend aussi la sûreté classique, la sécurité, les garanties et les risques environnementaux, en plus des risques radiologiques.

Il est très important, pour la sécurité de l'organisation du titulaire du permis, que les objectifs commerciaux de la société mère ou du propriétaire de l'entreprise, s'il y a lieu, ne nuisent pas à la capacité du titulaire de permis de mener ses activités en toute sûreté. Toutes les personnes qui ont des responsabilités en matière de sûreté devraient disposer du pouvoir et d'un accès aux ressources nécessaires pour remplir efficacement ce genre de responsabilités. La gouvernance et le système de gestion connexe de l'organisation du titulaire du permis doivent tenir compte de tous ces aspects. Quand des ententes complexes assurent le financement des activités du titulaire du permis pendant la durée de vie de l'installation, cet élément est encore plus important.

Le système de gestion du titulaire du permis peut avoir des liens avec des sociétés mères; cependant, les fournisseurs doivent s'assurer que le titulaire du permis dispose d'un accès approprié aux documents de conception et de propriété intellectuelle qui ne relèvent pas directement de son contrôle.

Approvisionnement des modules des petits réacteurs modulaires (articles à long délai de livraison)

Un élément primordial des petits réacteurs modulaires réside dans l'utilisation exhaustive de méthodes de fabrication et de construction de modules. La conception de plusieurs grandes centrales nucléaires s'inspire de cette philosophie, mais les fournisseurs de petits réacteurs modulaires cherchent activement à s'orienter de plus en plus vers la fabrication des modules en série. Ces modules comportent l'ensemble des structures, des systèmes et des composants nécessaires pour que ceux-ci accomplissent leurs tâches respectives au sein de la future installation. Cette approche comprendra vraisemblablement la fabrication de réacteurs complets, dont certains seront installés et chargés en combustible sur place, tandis que le combustible d'autres réacteurs pourrait être intégré aux réacteurs pendant la fabrication. Ces réacteurs seraient ensuite scellés en usine avant d'être livrés.

Pour ces modules, qui comportent des articles à long délai de livraison, le demandeur doit être conscient de la nécessité de démontrer dans sa demande de permis que l'étape de la conception et la conception matérielle elle-même répondent aux exigences réglementaires de la CCSN. Il s'agit d'un point très important lorsque la conception d'un petit réacteur modulaire ou d'un module se fait dans une ou plusieurs administrations en dehors du Canada et que des marchés étrangers sont ciblés pour la vente de ces unités (ces autres marchés administratifs n'ont pas nécessairement les mêmes exigences réglementaires que le Canada).

La CCSN et les titulaires de permis existants au Canada possèdent déjà une vaste expérience concernant les composants à long délai de livraison. Même si les modules des petits réacteurs modulaires peuvent être plus complexes que, par exemple, les générateurs de vapeur, les exigences et l'orientation régissant la chaîne d'approvisionnement qui sont stipulées dans la norme CSA N286 s'appliquent.

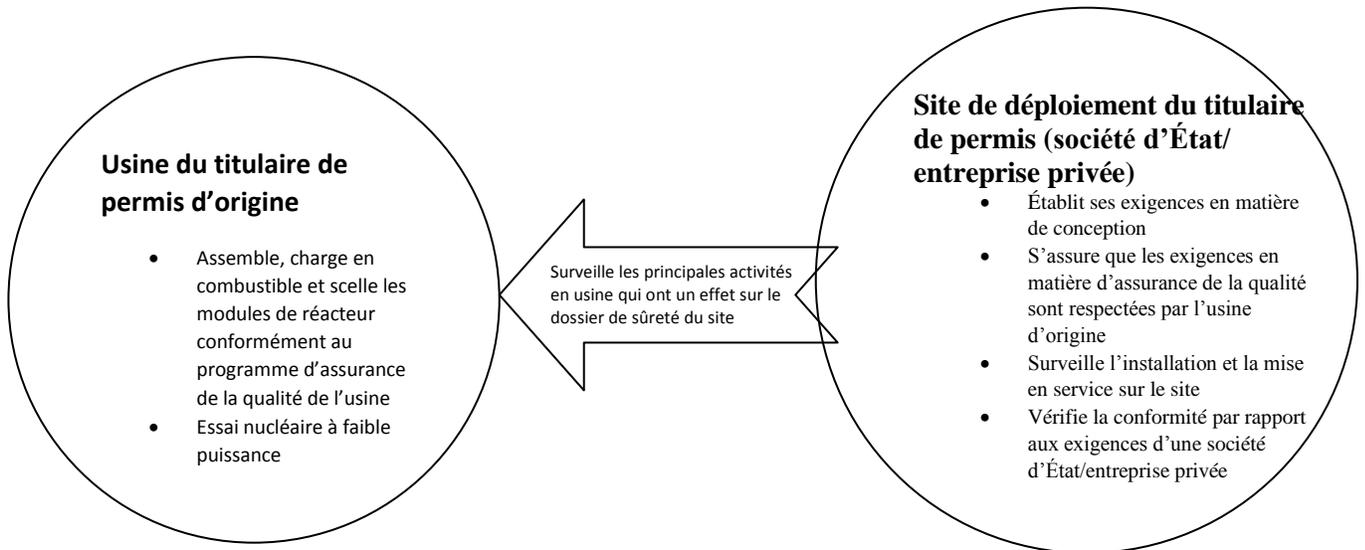
Construction et mise en service de réacteurs transportables chargés en combustible et scellés en usine

Un module de réacteur transportable chargé en combustible et scellé en usine représente un cas spécial d'article à long délai de livraison; contrairement aux autres composants habituels des centrales, l'intérieur d'un module de réacteur serait inaccessible pour un titulaire de permis. Ce genre de module ou de réacteur offre des garanties supplémentaires, étant donné qu'il empêche le détournement des matières fissiles, mais présente notamment des difficultés pour les inspections alors qu'il est en service²³. Certains fournisseurs proposent que le fournisseur ou l'usine d'assemblage puisse envisager des essais de puissance faible du module du réacteur, conformément au permis d'exploitation de l'usine, avant que le

²³ Des technologies, telles que l'instrumentation spécialisée, sont développées pour l'exécution de tâches à distance.

module ne quitte celle-ci. Ce genre d'interventions vise à réduire la probabilité de défauts de fabrication qui se manifesteraient sur place ainsi que la durée des travaux de construction et de mise en service de l'installation. Toutes les activités réglementées à l'usine d'origine seraient exécutées en vertu des dispositions de son permis. La figure 4 présente un schéma simplifié des liens entre l'usine d'origine et l'emplacement de destination.

Figure 4 : Liens entre l'usine et l'emplacement



Étant donné que le module partiellement mis en service sera installé et mis en service à la centrale nucléaire, il incombe au titulaire du permis de la centrale de s'assurer que le module réponde aux exigences réglementaires canadiennes. Cela veut dire que la CCSN s'attend à ce que ce titulaire du permis dispose d'un système de gestion pour accomplir cette tâche. Le titulaire du permis devrait démontrer comment il a bâti une confiance envers l'assemblage, la préparation et les essais du module, grâce à des inspections effectuées dans l'usine d'origine et à d'autres activités de vérification de la conformité.

Renseignements en matière de recherche et de développement

Non seulement les activités de recherche et de développement (R-D) soutiennent le processus de conception technologique, elles servent aussi à faire la démonstration de la sûreté des installations pendant leur construction, exploitation et déclassement éventuel. La R-D joue un rôle important dans le processus de délivrance des permis.

Peu importe qui se livre à des activités de R-D (fournisseurs, laboratoires indépendants, entreprises privées, etc.), les titulaires de permis d'installations comportant des PRM au Canada doivent disposer d'un accès satisfaisant à l'information utilisée – et en posséder une connaissance suffisante – pour vérifier si la conception de leurs installations nucléaires respectives est adéquate.

B.6.2 Renseignements généraux sur l'effectif minimal dans des installations comportant de petits réacteurs modulaires

Pour assurer la présence d'un nombre suffisant de travailleurs qualifiés, il faut notamment préciser le nombre minimal de travailleurs possédant des qualifications particulières qui seront présents dans une installation nucléaire en tout temps, soit l'effectif minimal. Le nombre d'employés formant l'effectif minimal et leurs qualifications doivent être adéquats pour répondre avec succès à tous les événements crédibles, y compris les conditions exigeant un maximum de ressources, et ce, dans tous les états de fonctionnement de l'installation. Les attentes de la CCSN sont détaillées dans le guide de réglementation [G-323, Assurer la présence d'un nombre suffisant d'employés qualifiés aux installations nucléaires de catégorie I – Effectif minimal](#).

Un effectif minimal pour une centrale nucléaire traditionnelle comprend :

- des employés accrédités (p. ex. opérateurs, radioprotection)
- les opérateurs des machines de chargement en combustible
- le personnel d'entretien chimique, mécanique et électrique
- le personnel d'intervention d'urgence
- les magasiniers

Cependant, une décision de ne pas inclure un ou plusieurs des postes ci-dessus devrait être justifiée par le titulaire de permis dans le système de gestion, la conception de l'installation, tant par le programme d'ingénierie des facteurs humains que par le processus d'établissement des limites et des conditions opérationnelles pour l'installation. Cela est formulé à la fois dans les guides de demande de permis et dans les documents d'application de la réglementation se rapportant aux exigences de conception.

Accréditation des personnes

Conformément au paragraphe 21(1) de la *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires*, la Commission peut :

« i) accréditer les personnes visées à l'alinéa 44(1)k) pour accomplir leurs fonctions, ou retirer leur accréditation »

Pour établir et maintenir un niveau élevé de compétence, il faut mettre en place des processus appropriés de formation et de qualification en vue de l'accréditation au sein d'un programme géré. La CCSN a ainsi formulé des exigences dans le document [RD-204, Accréditation des personnes qui travaillent dans des centrales nucléaires](#) concernant les compétences et la formation, l'examen, l'accréditation et la révocation de l'accréditation des personnes désignées travaillant là où une substance nucléaire ou un équipement réglementé est produit, utilisé, possédé, emballé, transporté, entreposé ou éliminé.

B.7 Renseignements généraux sur la vérification des garanties

L'Agence internationale de l'énergie atomique ([AIEA](#), lien en anglais seulement) joue un rôle important de vérification indépendante qui vise à assurer à la communauté internationale que les matières nucléaires, les installations nucléaires et les autres articles assujettis aux garanties sont utilisés uniquement à des fins pacifiques.

Le Canada a signé des accords relatifs aux garanties avec l'AIEA, conformément à ses obligations en vertu du *Traité sur la non-prolifération des armes nucléaires* (INFCIRC/140) :

- *Accord entre le gouvernement du Canada et l'Agence internationale de l'énergie atomique relatif à l'application de garanties dans le cadre du Traité sur la non-prolifération des armes nucléaires*
- *Protocole additionnel à l'Accord entre le Canada et l'Agence internationale de l'énergie atomique relatif à l'application de garanties dans le cadre du Traité sur la non-prolifération des armes nucléaires*

L'AIEA vise par ces deux accords à offrir chaque année au Canada et à la communauté internationale une assurance selon laquelle toutes les matières nucléaires au pays sont utilisées à des fins pacifiques.

Chaque type d'installation dotée d'un réacteur nucléaire, qu'il s'agisse d'un réacteur de recherche, d'un PRM ou d'une centrale nucléaire de grande puissance, doit avoir un programme de garanties en place pour couvrir les domaines particuliers suivants :

- contrôle et comptabilisation des matières nucléaires (prise en compte des changements à la composition du combustible au fil du temps) pour l'arrivée initiale du combustible sur le site jusqu'à la gestion du combustible usé
- accès et aide à l'AIEA pour les inspections de vérification
- renseignements sur l'exploitation et la conception
- équipement en matière de garanties, confinement et surveillance

Les mesures de garanties appliquées sont fondées sur la conception et l'exploitation des installations.

La CCSN prévoit que les concepteurs de PRM fourniront la conception et les caractéristiques à l'AIEA et à la CCSN dès la première phase d'un projet afin que des consultations préliminaires aient lieu à la fois avec l'AIEA et la CCSN en vue d'intégrer ces renseignements aux exigences de mise en œuvre de garanties dans la conception et la construction du PRM.

B.8 Renseignements supplémentaires sur les analyses déterministes et les études probabilistes de sûreté

Les activités générales d'analyse de la sûreté appartiennent à deux catégories : analyse déterministe de la sûreté (ADS) et étude probabiliste de sûreté (EPS) :

- Analyse déterministe de la sûreté :

L'ADS sert à prédire la réponse de l'installation pour une gamme d'événements en fonction de l'état actuel de l'installation ainsi des interventions des opérateurs. Cette analyse porte sur une série de scénarios pour lesquels les critères d'acceptation doivent être respectés. Il s'agit d'un autre outil pour l'identification et l'atténuation rapide des risques potentiels.

Une ADS de la réponse d'une installation dotée de réacteurs à un événement au sein de l'installation est réalisée par un demandeur ou un titulaire de permis à l'aide de règles et d'hypothèses prédéterminées (comme celles concernant l'état opérationnel initial de l'installation, la disponibilité et le rendement des systèmes de l'installation et les interventions de l'opérateur). L'ADS peut être exécutée au moyen de la méthode prudente ou de celle de la meilleure estimation. Les experts de la CCSN examinent l'ADS du titulaire de permis dans le cadre des activités de vérification de la conformité.

- Étude probabiliste de sûreté :

L'EPS est une évaluation complète et intégrée de la sûreté d'une installation dotée de réacteurs. L'évaluation de la sûreté tient compte de la probabilité, de la progression et des conséquences de la

défaillance de l'équipement ou des conditions transitoires dans le but de fournir des données estimatives numériques qui fournissent une mesure cohérente de la sûreté de l'installation dotée de réacteurs, comme suit ;

- Une EPS de niveau 1 précise et quantifie les séquences d'événements qui peuvent entraîner la perte d'intégrité structurale du cœur et la défaillance généralisée du combustible.
- Une EPS de niveau 2 s'appuie sur les résultats de l'EPS de niveau 1 pour l'analyse du comportement du confinement, l'évaluation des radionucléides libérés par le combustible défectueux et la quantification des rejets dans l'environnement.
- Une EPS de niveau 3, qui part des résultats du niveau 2, consiste en l'analyse de la distribution des radionucléides dans l'environnement et l'évaluation des effets sur la santé publique.
- Il convient habituellement de réaliser une analyse exhaustive des risques, une analyse déterministe de la sûreté et une EPS pour démontrer que les objectifs de sûreté ont été atteints. Ces analyses relèvent toutes les sources d'exposition en vue de l'évaluation des doses de rayonnement potentielles auxquelles sont exposés les travailleurs de la centrale nucléaire et le public, ainsi que de la détermination des effets potentiels sur l'environnement. Les analyses de la sûreté sont des évaluations analytiques servant à démontrer la manière dont les exigences et les attentes en matière de sûreté, comme le respect des critères d'acceptation des doses, le maintien de l'intégrité des barrières contre les rejets de matières radioactives et divers autres critères d'acceptation, sont atteintes pour tous les événements initiateurs qui pourraient survenir à l'intérieur d'un vaste éventail d'états de fonctionnement et de conditions d'accidents, y compris les différents niveaux de disponibilité des systèmes de sûreté.

Les incertitudes présentées par des caractéristiques de rechange et novatrices peuvent avoir et ont une incidence sur les résultats des analyses de la sûreté.

Les nouvelles caractéristiques peuvent entraîner des phénomènes et des comportements additionnels auxquels les systèmes devront s'adapter. Cela signifie que de telles caractéristiques doivent être soutenues par des résultats expérimentaux et l'utilisation de codes informatiques validés. L'objectif visé ici est leur modélisation adéquate, ainsi que celle des phénomènes et des comportements connexes, dans le cadre de l'analyse globale de la sûreté de l'installation à un endroit particulier. L'utilisation de multiples niveaux de ces caractéristiques accentue les effets et peut avoir des répercussions sur la façon et l'occasion, par exemple, de recourir à l'étude probabiliste de sûreté.

Les répercussions des sites à tranches multiples ainsi que la façon dont les actions humaines peuvent influencer des aspects particuliers des EPS représentent un des domaines actuellement examinés par la CCSN. La CCSN est également consciente que les promoteurs peuvent proposer des méthodologies de rechange pour les analyses de la sûreté. L'approche canadienne le permet, mais les promoteurs sont encouragés à discuter le plus tôt possible avec la CCSN de l'acceptabilité des approches de rechange.

B.9 Renseignements supplémentaires sur la défense en profondeur et l'atténuation des accidents

La défense en profondeur est appliquée à tous les états de fonctionnement d'une installation – de l'exploitation normale jusqu'à celle allant au-delà des limites de dimensionnement de l'installation – et pendant toutes les principales activités survenant au cours du cycle de vie de l'installation, ce qui comprend les activités d'exploitation, les arrêts pour entretien et les activités de déclassement. Le tableau 2 identifie chacun des niveaux et explique comment ils sont généralement mis en œuvre dans le cadre d'un projet. L'information présentée est conforme au document [INSAG-10, La défense en profondeur en sûreté nucléaire](#) (version électronique en anglais seulement) du Groupe consultatif international pour la sûreté nucléaire.

Figure 5 : Niveaux de défense en profondeur : protection adéquate pour la prévention et l'atténuation des accidents²⁴

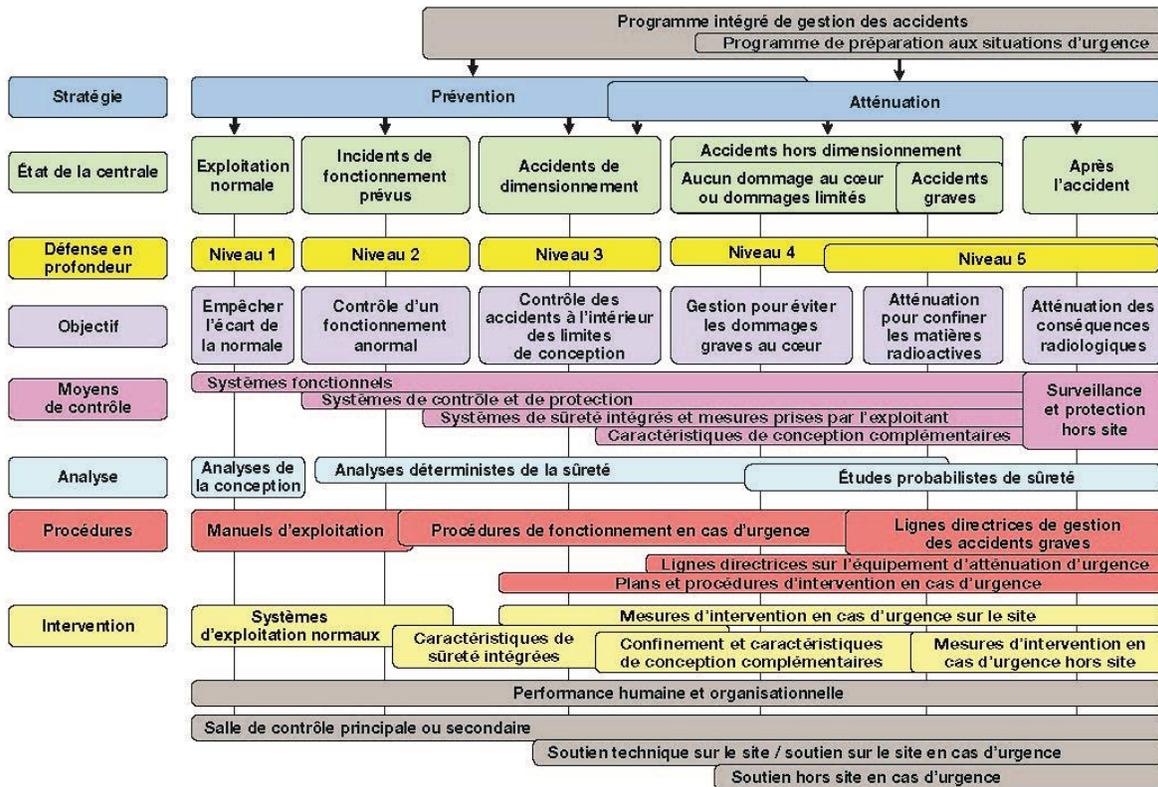
Niveau	Mise en œuvre
<p>1. Pour prévenir des fonctionnements anormaux et des défaillances des systèmes, des structures et des composants (SSC) importants pour la sûreté</p>	<ul style="list-style-type: none"> • Conception prudente • Matériaux, fabrication et construction de qualité supérieure • (p. ex. codes de conception et matériaux appropriés, procédures de conception, qualification de l'équipement, contrôle de la fabrication des composants et de la construction de la centrale, expérience en exploitation) • Un emplacement approprié a été choisi pour la centrale en tenant compte de tous les risques externes (p. ex. séismes, écrasements d'avion, ondes de souffle, incendies, inondations) dans le cadre de la conception • Qualification du personnel et formation pour améliorer les compétences; solide culture de sûreté • Utilisation et entretien des SSC conformément au dossier de sûreté
<p>2. Pour détecter les écarts par rapport aux états d'exploitation normaux, pour empêcher les incidents de fonctionnement prévus de dégénérer en conditions d'accident et pour remettre la centrale à son état d'exploitation normale</p>	<ul style="list-style-type: none"> • Caractéristiques de conception inhérentes et techniques pour réduire ou exclure le plus possible les événements non contrôlés • Systèmes de surveillance pour détecter les écarts par rapport aux états d'exploitation normaux; formation des opérateurs sur l'intervention en cas de perturbations du réacteur
<p>3. Pour minimiser les conséquences des accidents et empêcher que ne surviennent des accidents hors dimensionnement</p>	<ul style="list-style-type: none"> • Mesures de sûreté inhérentes • Conception sûre • Caractéristiques de conception techniques et procédures qui minimisent les conséquences des accidents de dimensionnement • Redondance, diversité, ségrégation, séparation physique, autonomie du circuit du système de sûreté, protection contre la défaillance en un point unique; instrumentation appropriée aux conditions d'accident • Formation des opérateurs pour une réponse aux accidents hypothétiques
<p>4. Pour s'assurer que les rejets de matières radioactives causés par des accidents graves OU les conditions d'extension de dimensionnement demeurent au niveau le plus bas possible</p>	<ul style="list-style-type: none"> • Orientation relative aux accidents hors dimensionnement en vue de leur gestion et de la meilleure atténuation possible de leurs conséquences • Conception robuste de l'enceinte de confinement avec caractéristiques pour la résolution des problèmes de confinement (p. ex. combustion de l'hydrogène, protection contre la surpression, interactions corium béton, étalement et refroidissement du cœur fondu) • Dispositifs de conception complémentaires pour la prévention de la progression des accidents et l'atténuation des conséquences

²⁴ Information tirée du REGDOC-2.5.2, *Conception d'installations dotées de réacteurs : Centrales nucléaires* et du REGDOC-2.4.1, *Analyse déterministe de la sûreté*

	<ul style="list-style-type: none"> Mesures visant à atténuer les rejets radiologiques (p. ex. événements filtrés)
5. Pour atténuer les conséquences radiologiques de tout rejet possible de matières radioactives pouvant découler d'accidents	<ul style="list-style-type: none"> Installations de soutien d'urgence Plans et mesures d'intervention d'urgence sur le site et hors site; formation du personnel de la centrale pour la préparation et l'intervention en cas d'urgence

La figure 6 illustre la façon dont ces niveaux sont intégrés dans l'approche globale de sûreté pour une installation et cela se reflète dans les systèmes de gestion d'un titulaire de permis, qui comprennent la surveillance par rapport à la conception, la construction, l'exploitation et les interfaces avec les principales parties intéressées externes qui font partie des plans d'intervention d'urgence hors site.

Figure 6: Manière dont les niveaux de défense en profondeur assurent des mesures de sûreté qui se recourent et qui sont intégrées



Les caractéristiques de la technologie de chaque réacteur ainsi que leur emplacement (c.-à-d. un site) influencent la façon dont l'objectif de chaque niveau de défense en profondeur est traité. L'approche globale de sûreté utilisée par un promoteur doit aborder ces facteurs tant sur le site qu'avec les parties intéressées dans les régions environnantes.

La CCSN est consciente que les concepteurs des nouvelles technologies de réacteur, y compris les PRM, mettent davantage l'accent sur la mise en œuvre de mesures de prévention techniques pour réduire la dépendance sur les mesures d'atténuation. La raison générale pour cette démarche est qu'en théorie, des mesures préventives plus rigoureuses devraient accroître la certitude à l'égard de :

- la réduction des probabilités de se trouver dans des situations d'accident entraînant des conséquences importantes
- l'assurance qu'un tel accident aurait les conséquences les moins importantes possible s'il devait s'aggraver

Certains exemples de mesures préventives proposées par les développeurs de PRM comprennent ce qui suit :

- des cœurs plus petits avec de charges de combustible plus petites pour chaque réacteur, afin de mieux contrôler, refroidir et contenir le combustible pendant et après des événements touchant l'installation
- nouveaux combustibles présentant une plus grande résistance aux événements qui surviennent dans les centrales sans se dégrader, ce qui permettrait de réduire les rejets technologies d'évacuation de la chaleur de substitution pour refroidir de manière passive le combustible pendant et après un événement
- autres configurations du réacteur pour réduire, voire supprimer, les événements hauts en énergie liés aux accidents de perte de caloporteur
- utilisation d'un nombre plus élevé de dispositifs automatisés pour aider le personnel d'exploitation et d'entretien à surveiller l'installation

La plupart de ces mesures techniques ont été étudiées il y a des décennies, mais la technologie n'était pas assez avancée pour être alors appliquée. Or, avec l'apparition de nouveaux matériaux industriels et l'amélioration des outils informatiques, elles sont de nouveau proposées. Dans beaucoup de cas, on allègue, sur le plan technique, que ces conceptions permettront de réduire les accidents hors dimensionnement (aux conséquences majeures) potentiels, de telle manière que la probabilité qu'ils surviennent sera très faible, ou qu'ils seront évités complètement.

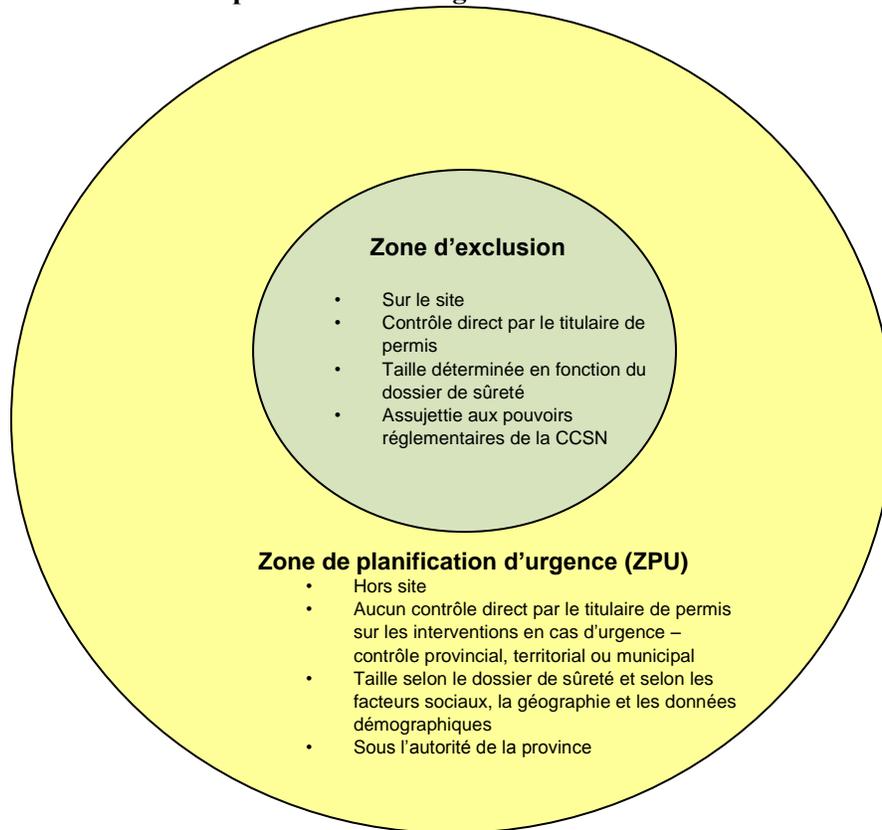
La conception d'une installation dotée de réacteurs doit répondre aux objectifs de sûreté des cinq niveaux de défense en profondeur, y compris les barrières matérielles qui empêchent le rejet incontrôlé de matériaux radioactifs dans l'environnement. Les niveaux de défense en profondeur doivent être indépendants les uns des autres, dans la mesure du possible. Lors de la demande de permis, le promoteur devra montrer dans quelle mesure les niveaux de défense en profondeur suffisent pour la mise en place du projet. La démonstration, comme celle qui découle des activités de recherche et de développement, y compris les résultats d'expériences physiques, devra comprendre des éléments de preuve et des renseignements crédibles. Les renseignements exigés pour la conception et l'analyse de la sûreté portent notamment sur les points suivants :

- risques externes pouvant faire céder plusieurs niveaux de défense en profondeur simultanément
- défaillances d'origine commune et de mode commun touchant l'« indépendance des niveaux »
- validité prouvée des outils de conception

B.10 Renseignements généraux sur les zones de planification d'urgence

Au Canada, comme le montre la figure 7, il existe deux principaux types de zones de planification :

- **Zone d'exclusion** : Selon l'article 1 du *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I*, la « zone d'exclusion » désigne une parcelle de terrain qui relève de l'autorité légale du titulaire de permis, qui est située à l'intérieur ou autour d'une installation nucléaire et où il ne se trouve aucune habitation permanente. Le document [RD-346, Évaluation de l'emplacement des nouvelles centrales nucléaires](#) contient des renseignements détaillés sur les zones d'exclusion.
- **Zone de planification d'urgence** : Une zone de planification d'urgence (ZPU) est l'endroit où la mise en œuvre de mesures opérationnelles et de protection peut être nécessaire pendant une urgence nucléaire, afin de préserver la santé et la sécurité du public et de protéger l'environnement. Les ZPU portent sur les mesures d'urgence qui doivent être prises en dehors de la zone d'exclusion du titulaire de permis et qui sont normalement contrôlées et mises en œuvre par une autorité externe chargée de la planification en cas d'urgence.

Figure 7: Lien entre la zone de planification d'urgence et la zone d'exclusion

On peut diviser les ZPU en sous-zones pour atteindre les objectifs suivants (extrait de la norme N1600 du Groupe CSA, *Exigences générales relatives aux programmes de gestion des urgences nucléaires*) :

- Dispositions relatives aux mesures d'intervention automatique : Zone désignée (zone d'intervention automatique [ZIA]) entourant immédiatement une centrale nucléaire où les mesures de protection prévues sont mises en œuvre par défaut selon les conditions de la centrale nucléaire, afin d'éviter ou de réduire les effets non stochastiques graves. Cela comprend les mesures prises par le titulaire de permis dans la zone d'exclusion.
- Planification détaillée : une zone désignée (zone de planification détaillée [ZPD]) entourant une centrale nucléaire et comprenant la ZIA, où les mesures de protection prévues sont mises en œuvre, au besoin, selon les conditions de la centrale nucléaire, la modélisation des doses et la surveillance de l'environnement, afin d'éviter ou de réduire les effets stochastiques.
- Planification d'urgence : Zone désignée (zone de planification des mesures d'urgence [ZPMU]) entourant une centrale nucléaire et située au-delà de la ZPD, où des plans ou des dispositions ont été mis en place au préalable pour que, lors d'une urgence nucléaire :
 - les mesures de protection puissent être élargies, au besoin, afin de réduire le risque d'exposition
 - le débit de dose des dépôts atmosphériques soit surveillé afin de pouvoir localiser les points chauds pouvant nécessiter des mesures de protection après un rejet
- Planification du contrôle de l'ingestion : Zone désignée entourant une centrale nucléaire où des plans ou des dispositions ont été mis en place pour :
 - protéger la chaîne alimentaire
 - protéger les sources d'eau potable

- limiter la consommation et la distribution de produits potentiellement contaminés, d'aliments prélevés dans la nature (y compris les champignons et le gibier), du lait des animaux au pacage, de l'eau de pluie et des aliments pour animaux
- limiter la distribution d'articles non alimentaires jusqu'à ce que des études supplémentaires soient menées

Ces sous-zones ne sont pas abordées de manière plus détaillée dans le présent document de travail, car elles sont considérées comme faisant partie de l'ensemble de la ZPU dans le cadre de la discussion.

B.10.1 Renseignements généraux sur les rôles et responsabilités des participants et des organismes responsables

Provinces et territoires

Les gouvernements provinciaux et territoriaux ont la responsabilité primaire de la planification et de l'intervention d'urgence à l'extérieur des installations nucléaires afin de préserver la santé publique et de protéger les biens et l'environnement. Chaque province prépare un plan provincial d'intervention en cas d'urgence nucléaire (PPIUN), en collaboration avec le gouvernement fédéral, en vertu du Plan fédéral en cas d'urgence nucléaire (PFUN). Par exemple, le PPIUN de l'Ontario, où la plupart des centrales nucléaires sont exploitées au Canada, peut être consulté à partir du lien suivant : [Gestion des situations d'urgence Ontario : Plans d'intervention en cas d'urgence](#).

Santé Canada

Santé Canada, en tant que ministère responsable au titre du PFUN (Santé Canada, 2002), fournit de l'orientation sur les interventions en cas d'urgence nucléaire qui surviennent au Canada ou touchent la population canadienne dans le document intitulé [Lignes directrices canadiennes sur les interventions en situation d'urgence nucléaire – novembre 2003](#).

Cette orientation constitue une référence clé pour les gouvernements provinciaux, lors de la préparation des plans d'urgence nucléaires provinciaux, ainsi que pour les organismes responsables et les demandeurs de permis, pour les activités régies par la *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires*.

Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN)

La CCSN est l'organisme de réglementation responsable de la délivrance des permis, de la conformité et de l'application de la loi relativement aux installations dotées de réacteurs nucléaires au Canada. Dans le cadre du processus d'autorisation, elle examine les limites de dose des accidents de dimensionnement et vérifie que la distance à laquelle se trouve la zone d'exclusion établie permet de respecter toutes les exigences de sûreté. La CCSN travaille en partenariat étroit avec la province pour lui donner des renseignements sur le dossier de sûreté de l'installation nucléaire et le processus d'autorisation afin de l'aider à établir les limites de la ZPU.

Demandeurs pour les activités liées aux nouvelles installations dotées de réacteurs

Les demandeurs et les titulaires de permis pour les activités liées à l'utilisation d'installations dotées de réacteurs sont chargés d'envoyer des demandes de permis complètes décrivant dans quelle mesure l'évaluation du site et la technologie choisie permettront, grâce à l'analyse de leur sûreté, de mettre en place une zone d'exclusion et des plans d'intervention en cas d'urgence appropriés pour respecter les exigences provinciales.

B.10.2 Renseignements généraux sur les points à examiner pour établir les limites des zones de planification d'urgence

Conception physique de l'installation dotée de réacteurs

Les guides de demande de permis de la CCSN indiquent quels renseignements doivent être soumis pour appuyer une demande de permis. Ils indiquent également quelle information doit être fournie ainsi que le niveau de détail afin de respecter les règlements susmentionnés pour chaque étape de l'autorisation. Le [site Web de la CCSN](#) contient d'autres documents d'application de la réglementation pouvant s'appliquer, au besoin, aux installations de démonstration dotées de réacteurs au Canada. Plusieurs documents d'application de la réglementation contiennent aussi des exigences et de l'orientation sur les renseignements transmis par les demandeurs pour appuyer les décisions relatives à la délimitation de la zone d'exclusion et de la ZPU. D'autres ont trait aux renseignements nécessaires pour étayer le dossier de sûreté de l'installation, y compris les éléments de preuve permettant d'appuyer les dispositions liées au niveau 5 de défense en profondeur et de montrer, avec certitude, que l'exploitation actuelle de l'installation est sûre.

Lorsqu'ils élaborent la conception de leurs installations, les fournisseurs de réacteurs étudient l'ensemble des applications et des environnements ainsi que les exigences réglementaires de tous les pays présentant un intérêt sur le plan commercial. Le processus complet qui vise à garantir le caractère adéquat de la zone d'exclusion commence par la conception de l'installation dotée de réacteurs et les données de conception qui appuient les allégations sur la sûreté. Les fournisseurs doivent veiller à ce que la conception de leurs installations soit suffisamment solide pour respecter les objectifs de sûreté prévus ainsi que les limites des mesures de protection et pour répondre à toutes les conditions éventuelles.

Événements initiateurs hypothétiques

Les événements initiateurs hypothétiques (EIH) sont des événements théoriques pouvant avoir un ou plusieurs effets défavorables sur l'installation. Ils représentent une donnée d'entrée clé pour mener l'analyse de la sûreté de la conception de l'installation dans tous ses environnements potentiels. Les EIH comprennent les événements internes, comme la rupture des composants installés dans la centrale ou les feux électriques, ainsi que les événements externes, comme les séismes majeurs ou les inondations. Les fournisseurs, les groupes de propriétaires, les organismes de réglementation, les chercheurs et d'autres organismes de sûreté nucléaire participent à l'élaboration et à la mise à jour de l'ensemble des pratiques relatives à l'établissement des EIH.

Les renseignements sur les EIH permettent d'éclairer les analyses déterministes et les études probabilistes de sûreté (voir la section 3.9).

Accidents limitatifs plausibles et critères d'identification des accidents de planification

D'après l'analyse de la sûreté, les demandeurs et les titulaires de permis établissent une liste des accidents limitatifs plausibles. Il leur incombe de présenter le fondement de la planification en tenant compte de l'orientation lorsqu'ils sélectionnent les accidents limitatifs plausibles. Les exigences relatives au fondement de la planification sont définies dans le document [REGDOC-2.10.1, Préparation et intervention relatives aux urgences nucléaires](#). Les demandeurs et les titulaires de permis doivent donner les renseignements nécessaires (accidents limitatifs plausibles et termes sources connexes) aux autorités provinciales et régionales afin qu'elles établissent de manière efficace leurs politiques et leurs procédures de planification d'urgence. Ces mesures portent notamment sur l'établissement des accidents de planification provinciaux et l'éventuelle mise en place de la ZPU.

Terme source et rejets

Le terme source résultant est une liste de tous les radionucléides qui seraient rejetés dans l'environnement pour l'ensemble des accidents, à la suite du fonctionnement, comme prévu, de tous les systèmes de sûreté en cas d'accident. Le terme source comprend aussi la durée du rejet et d'autres paramètres, comme l'altitude à laquelle les matières radioactives pourraient être rejetées.

Considérations météorologiques pour les modèles de dispersion et de retombée atmosphériques

Les données météorologiques caractéristiques et leur modélisation sont appliquées au rejet pour voir comment les différents types d'isotopes circuleraient dans l'atmosphère et se déposeraient dans l'environnement.

Évaluation et répartition des doses d'après les critères connexes préétablis

Une fois les modèles de dispersion et de retombée définis, les modes d'exposition subséquents sont établis et les doses sont calculées. Elles sont évaluées en fonction des critères préétablis en matière de dose pour les mesures d'intervention d'urgence, afin d'établir les distances auxquelles certaines mesures de protection, comme la mise à l'abri et l'évacuation, doivent être prises.

Évaluation des autres facteurs externes

D'autres facteurs externes sont ensuite examinés. Ils doivent être pris en compte comme il se doit dans le fondement de la planification ou, pour des raisons de sécurité, lorsqu'il faut modifier la ZPU. Il faut par exemple tenir compte des considérations relatives à la sûreté, aux limites de la municipalité, aux plans d'intervention d'urgence et aux facteurs sociaux examinés dans le processus public d'évaluation environnementale et d'autorisation.

Schéma de processus pour la détermination de la zone de planification d'urgence

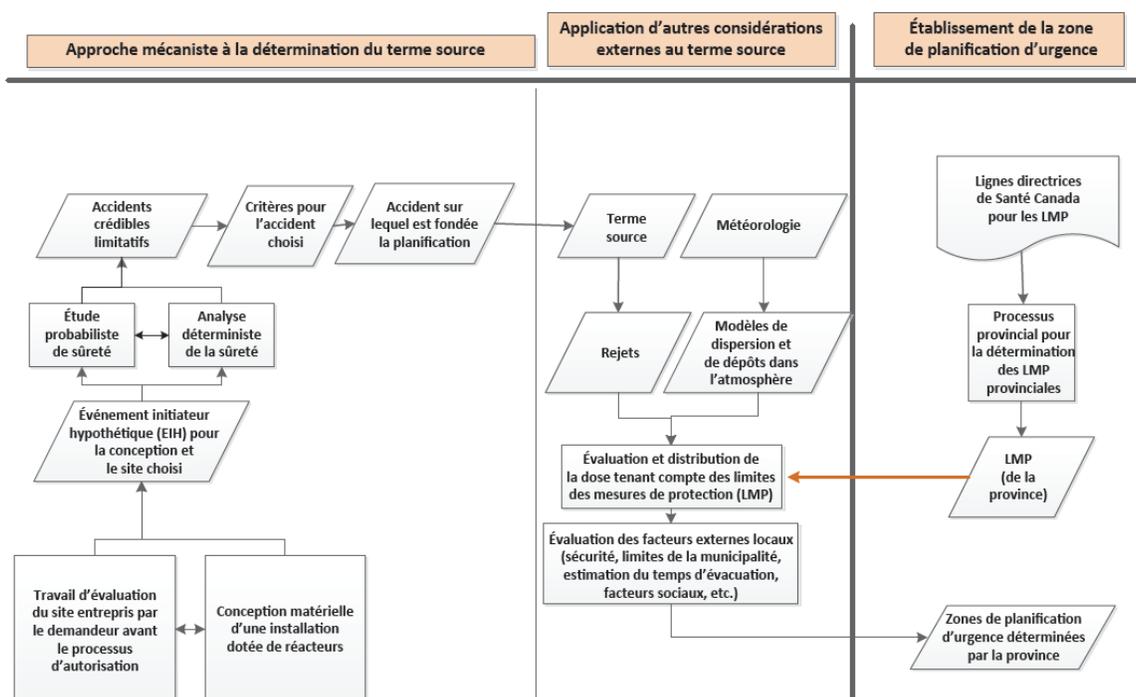
La figure 8 illustre le processus global de détermination de l'étendue de la zone de planification d'urgence au Canada. Il est important de souligner que de nombreux organismes fédéraux, provinciaux ou territoriaux responsables participent à ce processus, comme il a été indiqué précédemment dans cette section, conformément à leurs mandats, rôles et responsabilités respectifs.

Il faut également noter que les demandeurs et les titulaires de permis doivent fournir aux autorités régionales et provinciales hors site des renseignements suffisants pour qu'elles puissent établir et modifier de façon périodique des politiques de planification d'urgence efficaces. Cela exige que les demandeurs et les titulaires de permis fournissent aux autorités provinciales l'information qui leur permet d'établir la zone de planification d'urgence appropriée dans le périmètre de l'installation nucléaire. Cette information peut comprendre les accidents limitatifs plausibles et les termes sources connexes. La province doit déterminer, à partir de la liste des accidents limitatifs plausibles, l'accident sur lequel elle fondera sa planification, en fonction des critères établis.

Le terme source résultant des accidents sélectionnés doit être utilisé en combinaison avec les données et les modèles de caractérisation météorologique des sites en vue de déterminer la dispersion des isotopes. Une fois la caractérisation des modèles de dispersion et de dépôt terminée, il faut déterminer les voies d'exposition et effectuer les calculs de doses. Ceux-ci sont évalués en fonction des limites des mesures de protection préétablies. Les limites des mesures de protection (LMP) sont des critères de doses entraînant l'application de mesures d'urgence; elles sont utilisées pour déterminer les distances sur lesquelles certaines mesures de protection, comme l'utilisation d'abris et l'évacuation de la population, sont

requis. Les autorités provinciales doivent aussi tenir compte de facteurs sociaux, géographiques et démographiques dans le cadre de la détermination de la zone de planification d'urgence autour d'une installation nucléaire. Même si la détermination de la zone de planification d'urgence incombe aux autorités provinciales, celles-ci doivent collaborer avec de nombreux organismes de soutien afin de mettre au point la base de planification technique qui doit être utilisée pour la détermination de la ZPU. En résumé, la ZPU est fondée sur la technologie du réacteur nucléaire, sur les évaluations de doses résultantes par rapport aux limites des mesures de protection provinciales et sur divers facteurs externes tels que les considérations sociales, les données démographiques et la géographie. La figure 8 illustre le processus de détermination de l'étendue de la zone de planification d'urgence.

Figure 8 : Aperçu du processus canadien de détermination de la zone de planification d'urgence



B.10.3 Renseignements généraux sur les concepts de réacteurs nucléaires transportables

Les fournisseurs ont noté que dans le cas des petites centrales situées en régions éloignées, le rechargement en combustible d'un réacteur sur place peut s'avérer inefficace sur le plan logistique²⁵ et peut constituer des activités indésirables du point de vue de l'acceptation par le public. En conséquence, les fournisseurs mettent au point des concepts qui :

- Prolongent la vie utile du réacteur entre les rechargements en combustible. On peut obtenir ce résultat en combinant des degrés d'enrichissement légèrement plus élevés du combustible (tout en demeurant

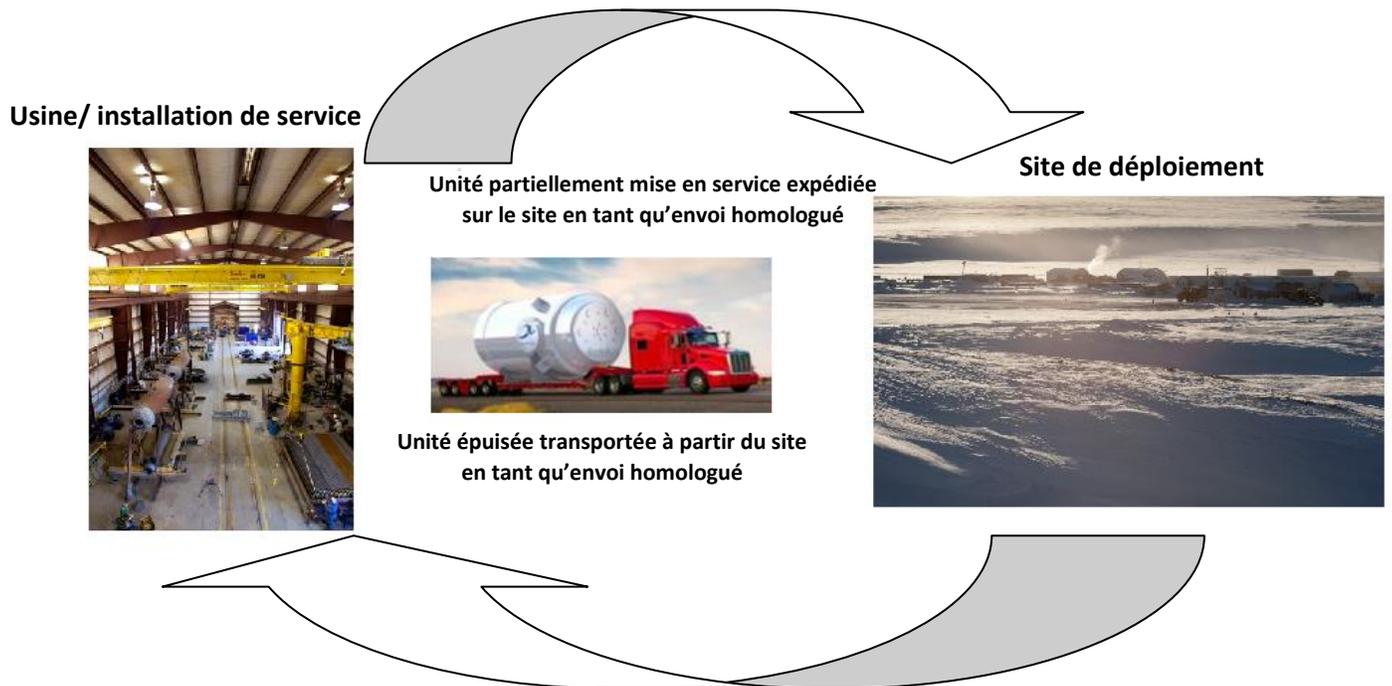
²⁵ Les activités de rechargement en combustible exigent que des installations et du personnel spécialisés soient disponibles dans chaque site en vue de l'exécution sécuritaire des opérations de rechargement en combustible et de gestion du combustible épuisé.

sous la limite de 20 % pour le combustible à l'uranium faiblement enrichi) à une exploitation à des niveaux de puissance inférieurs. Un réacteur pourrait donc fonctionner sans rechargement en combustible pendant 5 à 30 ans, selon sa conception²⁶

- N'exigent pas de rechargement en combustible sur place. Les réacteurs construits selon ces concepts seraient scellés en usine après chargement en combustible et livrés sur le site en vue de leur installation. Les modules scellés ayant atteint la fin de leur vie utile seraient retirés du site et expédiés dans des installations centralisées (l'usine d'origine, par exemple) en vue de leur remise à neuf et de leur rechargement en combustible, ou encore de leur entreposage dans des installations temporaires jusqu'à leur déclassement.

La figure 9 illustre un processus possible qui pourrait être proposé par un fournisseur pour le déploiement d'un petit réacteur modulaire (PRM) transportable de ce type conçu pour être installé dans des sites terrestres. Dans d'autres parties du monde, des efforts sont en cours pour la mise au point de réacteurs nucléaires maritimes pour une utilisation en surface (Russie, Chine, États-Unis) ou sous-marine (France et Russie). Dans les deux cas, les navires sur lesquels ces réacteurs seraient embarqués ne seraient pas à propulsion nucléaire, comme dans le cas des brise-glace ou des sous-marins, mais constitueraient plutôt des plateformes maritimes pour des centrales nucléaires. Jusqu'à maintenant, aucun concept maritime n'a été proposé en vue d'une utilisation possible au Canada. C'est pourquoi la CCSN s'est concentrée sur l'étude des concepts de PRM pour utilisation terrestre.

Figure 9 : Hypothèse de concept de déploiement pour un PRM chargé en combustible et scellé en usine



Principaux éléments du processus décrit ci-dessus

²⁶ À condition que le titulaire de permis soit en mesure de montrer que la conception du réacteur lui permet de fonctionner de façon sécuritaire malgré le vieillissement de ses mécanismes. Le combustible doit pouvoir résister plus longtemps dans le cœur du réacteur.

Site de déploiement : Endroit final où les installations seraient assemblées et mises en opération. Une centrale de ce type devrait être construite et exploitée conformément au processus classique d'autorisation des centrales nucléaires (p. ex. en vertu du *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I*). Ce site comporterait probablement des structures civiles et des systèmes de soutien construits à l'avance²⁷ pour permettre l'exploitation sécuritaire de l'installation. Le titulaire de permis ferait l'acquisition de réacteurs modulaires auprès d'une usine de fabrication et d'entretien de réacteurs en vue de leur installation dans son site, et superviserait ou effectuerait ensuite les activités de mise en service des réacteurs avant de prendre en charge l'exploitation de l'installation. Lorsque le combustible d'un réacteur modulaire serait considéré comme ayant atteint la fin de sa vie utile, un nouveau réacteur modulaire serait livré et mis en service dans l'installation. On laisserait le réacteur modulaire utilisé sur place pendant un certain temps pour lui permettre de refroidir. Il serait ensuite expédié à l'usine de fabrication et d'entretien dans un emballage homologué.

Usine de fabrication et d'entretien : Les sous-composants seraient livrés à cet endroit par les fournisseurs et assemblés dans un environnement contrôlé pour la constitution de réacteurs modulaires. Du combustible non irradié serait alors chargé dans le cœur de chaque réacteur et on procéderait à des activités de mise en service partielle et d'essai d'intégration des systèmes pour confirmer que le réacteur modulaire est conforme aux spécifications et prêt à être expédié. À l'heure actuelle, on ignore si les essais à l'usine entraîneraient l'irradiation du combustible. Dans l'affirmative, des exigences de transport supplémentaires s'appliqueraient pour la prise en compte des risques inhérents au combustible irradié, y compris la prévention de la criticité. La nature des activités menées dans ces installations serait telle qu'elle conférerait à l'usine les caractéristiques d'installations de catégorie IA. L'usine serait donc assujettie au processus d'autorisation des installations nucléaires, avec toutefois une différence clé : la phase d'exploitation de l'usine ne comprendrait jamais l'utilisation à pleine puissance des réacteurs nucléaires. Cependant, les mesures de sûreté qui devraient être mises en œuvre seraient très semblables à celles qui s'appliquent à une centrale nucléaire de faible puissance. Les exigences et lignes directrices pour les centrales nucléaires s'appliqueraient donc de façon proportionnée aux risques soulevés par les activités effectuées dans les installations.

Phase de transport : Cette phase du modèle de déploiement présente des éléments nouveaux dans plusieurs de ses aspects, parce qu'elle comprend les activités suivantes :

- Déplacement physique sur une grande distance d'un cœur de réacteur préconfiguré et chargé en combustible. L'expérience opérationnelle en la matière est actuellement limitée aux réacteurs maritimes utilisés dans les brise-glace et les navires militaires. Les effets du transport doivent être bien compris en vue de l'atténuation de tout risque de dommage aux systèmes de réacteurs qui pourrait avoir une incidence sur la sûreté. Le titulaire de permis pour le site serait responsable de l'évaluation de la condition des réacteurs modulaires à leur livraison, conformément aux obligations à titre de destinataire auxquelles il est tenu en vertu du *Règlement sur l'emballage et le transport des substances nucléaires*, ainsi que de l'évaluation de leur acceptabilité en vue de leur installation et exploitation.
- Transport de l'inventaire de combustible irradié d'un cœur. L'industrie a acquis une expérience opérationnelle considérable dans le transport de modules de combustible irradié à l'échelle mondiale, et des exigences internationales de sûreté encadrent déjà ces activités. Cependant, le transport d'une importante quantité de combustible irradié dans un seul contenant n'a pas été effectué au Canada et un tel transport devrait respecter les exigences du *Règlement sur l'emballage et le transport des*

²⁷ Exemples : structures civiles pour contenir le réacteur modulaire, le bâtiment de la turbine, la centrale à vapeur, les tours de refroidissement, l'infrastructure électrique et la salle de commande.

substances nucléaires. Ce transport peut être exécuté de façon sécuritaire, mais l'acceptation de telles activités par le public pourrait soulever des défis.

Emballage et transport des substances nucléaires au Canada :

Le [site Web de la CCSN](#) fournit des renseignements exhaustifs sur les processus et les exigences réglementaires applicables à l'emballage et au transport de substances nucléaires, conformément au *Règlement sur l'emballage et le transport des substances nucléaires*.

Dans le cadre d'une initiative internationale dirigée par l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA), la CCSN mène une étude, sur le plan réglementaire, des enjeux juridiques et institutionnels qui doivent être compris et résolus pour les scénarios de déploiement de ce type de réacteurs. Certains de ces enjeux sont décrits dans l'un des documents de la série de publications sur l'énergie nucléaire de l'AIEA, intitulé [NG-T-3.5, *Legal and Institutional Issues of Transportable Nuclear Power Plants: A Preliminary Study*](#) (offert en anglais seulement). Les travaux en cours visent à établir des études de cas hypothétiques en vue de la compréhension du mode d'exécution des étapes successives de déploiement et les aspects réglementaires liés au déploiement.

B.11 Renseignements supplémentaires sur l'utilisation accrue de l'automatisation pour l'exploitation et l'entretien des installations

Les industries complexes montrent une tendance à l'intensification de l'automatisation du plus grand nombre possible de fonctions d'exploitation et de maintenance en vue de la réalisation des objectifs suivants :

- accroître la précision et l'efficacité des processus
- améliorer les processus, par exemple en surveillant en temps réel la fiabilité de l'équipement, au lieu de l'évaluer au cours d'inspections périodiques
- réduire les erreurs humaines dans les interfaces avec les installations et améliorer les fonctions de supervision en fournissant des renseignements de meilleure qualité

Ces approches ont été éprouvées dans de nouveaux secteurs sensibles aux risques, y compris les transports, la machinerie minière, l'aérospatiale, les chemins de fer et la fabrication de produits chimiques.

Cette tendance est également observable dans les technologies de centrales nucléaires de toutes tailles, dans lesquelles ces approches peuvent permettre d'approfondir la compréhension des aspects opérationnels des installations et de réduire l'exposition des travailleurs aux radiations. Les concepteurs de technologies PRM semblent rechercher plus activement l'automatisation afin de respecter les exigences relatives à la défense en profondeur tout en réduisant les frais de main-d'œuvre.

À l'extrême limite du spectre PRM, on trouve quelques concepteurs de très petits réacteurs qui examinent la faisabilité à long terme de l'exploitation entièrement automatisée des installations avec surveillance et intervention à distance (c'est-à-dire avec très peu ou pas de personnel sur les lieux et une infrastructure de commande régionale assumant la responsabilité du contrôle d'un parc de petites centrales). Cette approche exigerait des architectures particulières de plateformes de commande et de communication qui permettraient aux dispositifs gérant les installations de prendre des décisions de façon entièrement automatisée sous le contrôle d'un programme de supervision. Une telle architecture transmettrait des renseignements clés à un système d'interface humaine à distance (centre de commande à distance) où un opérateur pourrait surveiller les systèmes et intervenir à distance au besoin.

Dans le cadre de cette approche, il faudrait accumuler un ensemble considérable de preuves pour montrer que les fonctions de sûreté permettraient l'autorisation de ce type d'exploitation. Il serait probablement limité aux concepts de réacteurs ayant de multiples caractéristiques de sécurité, telles que les suivantes :

- une configuration du cœur du réacteur très stable (et pour le flux nucléaire)
- un combustible présentant un niveau élevé de tolérance aux événements possibles dans la centrale
- élimination presque complète des rejets de par la conception de par l'ajout de mesures de protection supplémentaires n'exigeant aucune intervention humaine, et ce, sur une période suffisamment longue
- capacité pour le système de commande de réagir de façon prévisible advenant la perte du lien de communication avec le centre de commande à distance

Ce type d'approches a été appliqué avec succès dans de nombreux barrages hydroélectriques situés dans des endroits tels que le Nord de l'Ontario. Au Canada, on permet l'exploitation sans surveillance des réacteurs de recherche SLOWPOKE²⁸ pendant une période maximale de 24 heures. Cependant, en cas d'alarme, un opérateur doit pouvoir se rendre sur le site du réacteur dans un délai de deux heures. Un agent de sécurité doit être sur place en tout temps et pouvoir communiquer avec l'opérateur en cas d'alarme, puis suivre une procédure d'urgence en attendant l'arrivée de l'opérateur. Dans ce cas, des installations de contrôle hors site ne sont pas nécessaires.

Les objectifs de sécurité et de sûreté doivent être pris en considération

Les technologies modernes permettent sans aucun doute l'utilisation d'une automatisation poussée, mais une telle stratégie doit être examinée de près dans le cadre des objectifs de sécurité et de sûreté généraux²⁹ de l'installation.

La CCSN a constaté qu'ailleurs dans le monde, les examens réglementaires des nouvelles technologies et l'autorisation de projets portant sur de nouveaux réacteurs soulignent les défis liés à l'instrumentation et au contrôle. La CCSN exige que l'on planifie l'intervention des opérateurs en tenant compte particulièrement du temps requis pour intervenir, de l'environnement physique prévu et du stress psychologique auquel les opérateurs sont exposés.

B.12 Contexte de la gestion des déchets et du déclassement

La Politique-cadre en matière de déchets radioactifs (1996) du gouvernement du Canada est un ensemble de politiques, de lois et d'organismes responsables qui régissent la gestion des déchets radioactifs au pays.

Le gouvernement fédéral, y compris la CCSN :

- veille à ce que l'élimination de tous les déchets radioactifs soit effectuée de manière sécuritaire, respectueuse de l'environnement, exhaustive, rentable et intégrée
- élabore les politiques, les règlements et les mécanismes de surveillance nécessaires pour que les producteurs et les propriétaires de déchets se conforment aux exigences de la loi et s'acquittent de leurs responsabilités financières et opérationnelles conformément aux plans approuvés d'évacuation des déchets

²⁸ Les réacteurs expérimentaux SLOWPOKE (Safe LOW-POwer Critical [K] Experiment) sont des réacteurs nucléaires thermiques en piscine à faible puissance de 20 kW conçus à la fin des années 1960 par Énergie atomique du Canada limitée pour des applications de recherche.

²⁹ La catégorie des matières nucléaires sur l'emplacement joue aussi un rôle dans la détermination des niveaux de dotation; elle permet entre autres d'établir s'il est adéquat de laisser sans surveillance une installation du point de vue de la sécurité ou de l'automatisation.

Conformément au principe du « pollueur-payeur », les producteurs et les propriétaires de déchets sont responsables du financement, de l'organisation, de la gestion et de l'exploitation des installations nécessaires à l'élimination des déchets.

La CCSN, de concert avec ses partenaires fédéraux et internationaux, coordonne et met en œuvre des politiques, des stratégies et des plans pour s'assurer que les propriétaires de déchets et ceux qui possèdent des déchets radioactifs traitent, manipulent, gèrent et entreposent ces déchets de façon sûre et sécuritaire.

Compte tenu des dangers radiologiques, chimiques et biologiques, les titulaires d'un permis de la CCSN doivent mettre en place des programmes de gestion des déchets avant, pendant et après l'exploitation des installations. Les titulaires de permis sont responsables de la réduction des déchets à la source, de la ségrégation, de la caractérisation, de l'emballage, du traitement, du stockage et de l'élimination appropriée des déchets. Il incombe aux propriétaires de déchets de financer, d'organiser et de mener les activités de gestion des déchets requises. Les activités de gestion des déchets doivent tenir compte des questions de sûreté fondamentales liées à la criticité, à l'exposition, au confinement et, au besoin, à la reprise des déchets.

Pour ce faire, les titulaires de permis doivent élaborer un programme de gestion des déchets qui vise à réduire le volume global des déchets radioactifs exigeant une gestion à long terme.

Ils sont aussi tenus de chercher et de mettre en œuvre de nouvelles technologies et techniques de gestion des déchets radioactifs à mesure qu'elles seront disponibles. Voici certaines de ces stratégies :

- la réutilisation et le recyclage des matières par la séparation des composants radioactifs et des composants non radioactifs
- la prévention de la contamination par la restriction de la quantité de matières dans les zones radioactives
- l'évaluation des avancées technologiques en matière de réduction des déchets, et la réalisation d'améliorations dans les installations de traitement des déchets en vue de la réduction du volume de déchets radioactifs

Points à considérer pour la gestion à long terme des déchets dans le cadre des projets proposés de PRM

Les promoteurs de PRM ont la responsabilité de planifier tôt pour s'assurer de l'existence d'installations appropriées qui accepteront et géreront efficacement les flux de déchets estimés, que ce soit sur l'emplacement ou à l'extérieur. Concernant le combustible utilisé présent dans les installations hors site, les promoteurs sont tenus de communiquer avec d'autres organismes qui s'occupent de la planification de la gestion à long terme des déchets et de leur élimination, comme la [Société de gestion des déchets nucléaires](#). Celle-ci est responsable de la gestion à long terme du combustible nucléaire utilisé au Canada. L'approche choisie pour la gestion à long terme du combustible nucléaire utilisé est la gestion adaptative progressive.

Actuellement, les déchets radioactifs de haute activité dans les emplacements au Canada sont normalement stockés sur place pendant plusieurs années dans des piscines de combustible utilisé avant d'être transférés dans des installations de stockage à sec situées sur l'emplacement. Dans les cas des PRM plus grands, la CCSN convient qu'il est probable que cette approche à la gestion du combustible utilisé se poursuive.

Toutefois, en matière de réglementation, le concept de module de réacteur transportable chargé en combustible et scellé à l'usine (pour les conceptions de PRM de très petite taille) s'avère particulièrement

intéressant. En théorie, il devrait s'agir d'un cœur de réacteur à utilisation unique (c.-à-d. non rechargeable) ou d'une cartouche de combustible nucléaire dont le chargement en combustible permet une durée de vie de 5 à 30 ans.

Installations de gestion des déchets partagées pour les PRM

Étant donné la possibilité que les emplacements de PRM soient considérablement plus petits, les titulaires de permis pour les PRM peuvent chercher à partager des installations de stockage temporaire et d'élimination éventuelle des déchets irradiés et des déchets dangereux conventionnels.

Des installations autorisées de ce type existent déjà en Ontario (voir la figure 10), mais elles appartiennent à un titulaire unique qui conclut des ententes avec d'autres emplacements souhaitant utiliser ses installations. Ailleurs au Canada, des installations de ce type devraient être établies et autorisées à un titulaire de permis unique.

Figure 10. Installation de gestion des déchets Western



Photo gracieuseté de la Société de gestion des déchets nucléaires

Selon le cadre de réglementation de la CCSN, il incombe au titulaire de permis de déterminer l'approche et le rythme de déclassement d'une installation qui n'est plus en exploitation. Le choix et la justification de la stratégie de déclassement (mise hors service rapide ou reportée, confinement sur place ou combinaison de ce qui précède) sont la responsabilité de l'exploitant, comme le calendrier des activités. Comme l'incertitude liée à une nouvelle technologie peut soulever nombre de points à considérer et exiger des examens réglementaires, on s'attend à ce que l'exploitant planifie en fonction d'informations et de prévisions prudentes et qu'il prépare des lots de travaux précis qui décrivent les activités à mener et les calendriers connexes. De plus, le choix de l'état final de l'emplacement devrait prendre en compte l'endroit où est située l'installation. Par exemple, si l'installation se trouve au centre d'une communauté, il peut être préférable de ramener l'emplacement à un état qui permettra à la communauté de l'utiliser rapidement, plutôt que d'opter pour une mise hors service et un démantèlement reportés à long terme.

B.13 Renseignements sur les ouvrages de génie civil souterrains ayant une importance en matière de sûreté

L'une des caractéristiques déterminantes de nombreuses conceptions de PRM proposées est que l'îlot nucléaire est placé totalement ou partiellement sous terre. Conceptuellement, cette idée n'est pas nouvelle et elle a été envisagée pour la première fois dans les années 1950 dans la plupart des pays qui ont été les premiers à développer les technologies nucléaires. Au Canada, ce concept a été adopté pour le réacteur nucléaire de démonstration (NPD) de Rolphton et le réacteur WR-1 à Whiteshell. Les principales raisons avancées par les fournisseurs pour placer un réacteur sous terre sont notamment les suivantes :

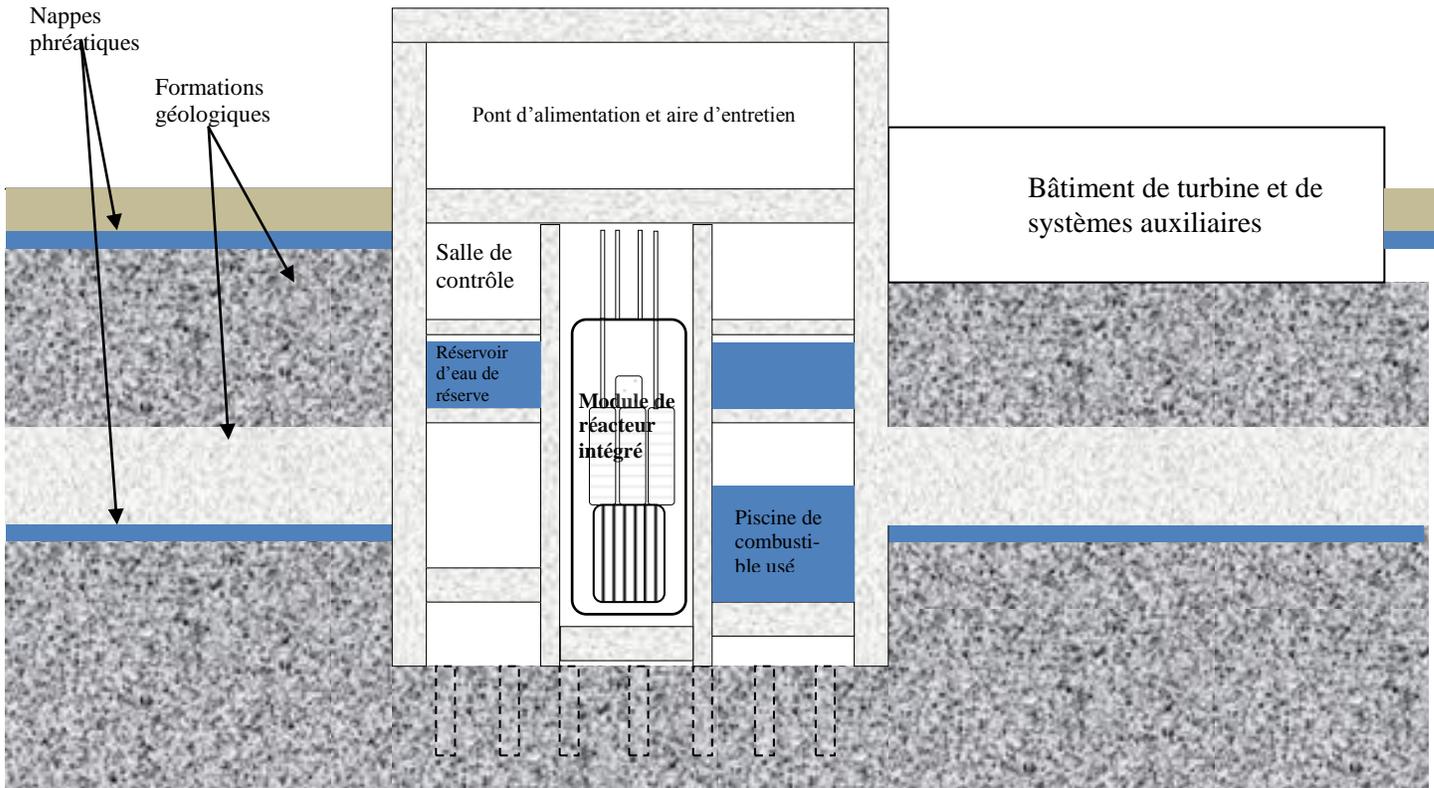
- résistance structurale supplémentaire de la roche environnante – possibilité de réduire davantage les rejets éventuels de produits de fission en cas d'accident grave du réacteur
- installation dont le profil de risque est moins élevé, p. ex. dans le cas de l'écrasement d'un avion
- facilité plus grande d'empêcher les entrées non autorisées dans une telle installation, dotée d'un nombre d'accès réduit
- non-prolifération améliorée, p. ex. difficulté accrue d'enlever des matières de l'installation
- protection contre les effets des événements météorologiques les plus graves et même une certaine protection contre les effets des séismes³⁰
- utilisation de matériaux procurant une protection naturelle contre les radiations (roche et terre)

L'une des principales raisons qui expliquent pourquoi cette approche n'a pas été adoptée dès les débuts du développement de l'énergie nucléaire a été le coût élevé de l'excavation et de la stabilisation des chambres souterraines comparativement au coût moindre des structures en béton et en acier construites en surface. Toutefois, les avancées technologiques en forage, en creusement de tunnels et en excavation de grands espaces souterrains ont permis aux concepteurs de réexaminer l'utilisation de structures artificielles souterraines dans leurs dossiers de sûreté.

La figure 11 illustre une coupe transversale de la conception hypothétique d'un PRM dont le bâtiment du réacteur est partiellement souterrain, de sorte que le module du réacteur se trouve sous terre, mais que le toit couvrant le bâtiment technique et l'enceinte de confinement se trouve en surface, ce qui permet l'accès pour les travaux d'entretien. Pour la conception de réacteurs modulaires de très petites tailles destinés aux régions éloignées, l'utilisation de voûtes ou de silos souterrains, préusinés, est aussi envisagée pour accroître le rendement de l'installation.

³⁰ Toutefois, l'atténuation des effets des inondations peut s'avérer plus exigeante selon l'emplacement.

Figure 11: Coupe transversale de la conception hypothétique d'un PRM



- Les codes et normes du Canada et des États-Unis pour les structures nucléaires³¹ ne contiennent actuellement pas de dispositions concernant les structures enfouies profondément. La CCSN recueille actuellement de l'information pour combler cette lacune. Par exemple, les spécialistes de la CCSN :
- collaborent avec le personnel de la Nuclear Regulatory Commission des États-Unis et celui du [programme de recherche](#) de l'Agence pour l'énergie nucléaire de l'Organisation de coopération et de développement économiques (OCDE) à rassembler de l'information dans ce domaine en vue de prochains travaux sur les normes
- ont mis en place un programme de recherche avec l'Université de Californie, à Davis, pour étudier les critères d'acceptation de l'interaction sismique entre le sol et la structure dans le cas des structures enfouies
- ont aussi mis en place un programme de recherche avec l'Université Purdue pour étudier les lacunes dans les normes sur les structures de béton armé ferrailé

³¹ Par exemple, les normes N287.3 et N291.08 de l'Association canadienne de normalisation (CSA), les règles de l'American Society of Mechanical Engineers (ASME) (Section III, Division 2) et le code 349 de l'American Concrete Institute (ACI).

Annexe C: Regroupement des questions

Les questions suivantes ont été soulevées ailleurs dans ce document et sont reprises ici aux fins de commodité.

Dans la section 2.2 :

Au sujet des « renseignements techniques, y compris les activités de recherche et de développement, à l'appui du dossier de sûreté », les exigences concernant la portée et la justesse de ces renseignements sont-elles assez claires?

La question de la clarté des exigences actuelles en R-D dans les principaux documents d'application de la réglementation, comme les documents REGDOC-2.5.2, *Conception d'installations dotées de réacteurs : Centrales nucléaires*, RD-367, *Conception d'installations dotées de réacteurs*, REGDOC-2.4.1, *Analyse déterministe de la sûreté*, et d'autres documents sur le cycle de vie des installations (p. ex. REGDOC-2.6.3, *Aptitude fonctionnelle : Gestion du vieillissement*) soulève un intérêt particulier.

Dans la section 2.3 :

- Au chapitre du « processus d'autorisation des installations modulaires multiples sur un même site », des clarifications au document [REGDOC-3.5.1, Processus d'autorisation des installations nucléaires de catégorie I et des mines et usines de concentration d'uranium](#) sont-elles nécessaires?
- Pour mieux se préparer à l'utilisation de modules du cœur du réacteur remplaçables ou d'installations relocalisables, la CCSN veut obtenir des renseignements sur les stratégies de déploiement envisagées par les promoteurs, y compris les effets de telles approches sur divers domaines, comme la sécurité du public et des travailleurs, l'évaluation environnementale et le déclassement.
- La CCSN se servira de ces renseignements pour discuter de l'incidence des différentes approches de déploiement sur la réglementation, au cours d'ateliers plus détaillés à venir.

Dans la section 2.4 :

En ce qui concerne l'« approche de délivrance d'un permis pour un nouveau réacteur de démonstration », est-il nécessaire d'avoir des précisions ou d'autres informations en plus de ce qui figure dans le document [RD/GD-369, Guide de présentation d'une demande de permis : Permis de construction d'une centrale nucléaire](#)? Si oui, que faut-il préciser ou ajouter?

En ce qui concerne les réponses aux incertitudes introduites par l'application de nouvelles caractéristiques multiples intégrées dans une centrale de démonstration, est-ce que les exigences relatives à la portée et la justesse de la documentation de soutien sont suffisamment claires?

Quelles exigences, le cas échéant, faut-il revoir pour aborder les activités comprenant des réacteurs de démonstration? Par exemple, faut-il des exigences ou d'autres instructions pour répondre aux restrictions opérationnelles si la centrale sert à obtenir de l'expérience en exploitation qui serait normalement nécessaire pour obtenir un permis pour une installation commerciale?

Dans la section 2.5 :

En ce qui concerne « le processus d'obtention de permis et des évaluations environnementales pour les parcs de PRM », comment envisagez-vous le cheminement des propositions pour de tels parcs sur de grands territoires géographiques dans les évaluations environnementales et les processus d'obtention de permis?

Comment les principes dont il est question dans le [REGDOC-3.5.1, *Processus d'autorisation des installations nucléaires de catégorie I et des mines et usines de concentration d'uranium*](#) seraient-ils appliqués et où peut-il y avoir des défis?

Dans la section 2.6 :

En ce qui concerne les « considérations relatives au système de gestion : Titulaires de permis pour des activités mettant en jeu de petits réacteurs modulaires », pour aider la CCSN à se préparer aux nouveaux modèles de propriété et de fonctionnement utilisés dans le déploiement de PRM, des détails supplémentaires (comme des études de cas) sont demandés au sujet des aspects suivants :

- le déroulement du déploiement de différents concepts de PRM (p. ex. concepts transportables chargés en usine)
- le mode de supervision de ces déploiements
- les questions comme les inspections par le titulaire du permis des principaux éléments (p. ex. un module de réacteur) lorsqu'ils sont reçus d'un fournisseur
- la façon dont les autres modèles de propriété satisferont aux exigences de la norme N286-12 du Groupe CSA, *Exigences relatives au système de gestion des installations nucléaires* ainsi qu'aux exigences réglementaires de la CCSN

La CCSN utilisera ces renseignements lors d'ateliers futurs pour discuter des effets sur la réglementation des différentes approches au déploiement.

Voir la section B.6 de l'annexe B pour des renseignements contextuels supplémentaires.

Dans la section 2.6.1 :

En ce qui concerne le « système de gestion : effectif minimal dans les installations de petits réacteurs modulaires », est-ce que les exigences réglementaires et les instructions relatives à l'effectif minimum sont suffisantes et claires lorsqu'elles sont appliquées aux activités impliquant des PRM? Quelles modifications proposées, le cas échéant, faut-il envisager aux exigences réglementaires actuelles? Par exemple, conjointement à la question à la section 2.12, faut-il des instructions supplémentaires pour assurer une présence humaine en cas de défaillance des systèmes automatisés?

Dans la section 2.7 :

En ce qui concerne la « mise en œuvre et la vérification des garanties », le CCSN désire savoir si sa politique-cadre actuelle fournit assez de précisions pour assurer une vérification réelle des garanties des nouveaux combustibles et concepts.

Dans la section 2.8 :

En ce qui concerne les « analyses déterministes et probabilistes de sûreté », est-ce que les exigences réglementaires et les directives sont claires pour les types de solutions de rechange qui peuvent être proposées pour les centrales de PRM? Est-ce que les exigences actuelles permettent l'établissement d'un niveau adéquat d'analyses probabilistes de la sûreté des divers nouveaux concepts?

Y a-t-il actuellement assez de renseignements pour appliquer des analyses probabilistes de la sûreté aux nouveaux concepts?

Dans la section 2.9 :

En ce qui concerne la « défense en profondeur et l'atténuation des conséquences des accidents », étant donné certaines des nouvelles approches à la sûreté proposées par les fournisseurs, est-ce que les exigences actuelles et les instructions au sujet de la défense en profondeur sont assez claires pour la prévention et l'atténuation des accidents? Examinez cette question en accordant une attention particulière aux sujets et combinaisons de sujets suivants :

- mise en place des caractéristiques inhérentes et/ou passives de la sûreté
- mise en place d'instrumentation et de stratégies de contrôle supplémentaires (télé-surveillance et intervention à distance d'une centrale entièrement automatisée)
- technologies non refroidies à l'eau
- PRM transportables, scellés et chargés en usine (voir la section 2.11)
- centrales que l'on propose d'installer dans des endroits très éloignés

Dans la section 2.10 :

En ce qui concerne les « zones de planification d'urgence », est-ce que les exigences et les instructions relatives à ces zones sont suffisamment claires pour permettre à un organisme de soumettre une demande de permis pour une ZPE propre à une installation tout en répondant aux attentes de la CCSN en matière d'environnement et de santé et sécurité des travailleurs?

Y a-t-il des considérations particulières qui doivent être ajoutées aux exigences et instructions pour les cas de sites spécifiques comme les régions éloignées?

Dans la section 2.11 :

En ce qui concerne les « concepts de réacteurs portables », la CCSN recherche de l'information au sujet des scénarios de déploiement en vue de discussions ultérieures. Voici des exemples de questions pour des discussions futures :

- Comment se ferait le déploiement de ces concepts? (La CCSN recherche des exemples comme des études de cas.)
- Quelle est la nature des activités qui se produiront à l'usine ou à l'installation de service comparativement à celles sur place et comment est-ce que ces activités seront-elles reliées entre elles du point de vue des systèmes de gestion?
- À quoi ressembleraient les études d'impact environnemental?
- Qu'est-ce que les relations entre l'installation de fabrication, l'installation d'avitaillement des modules du réacteur, le transporteur qui transporte les modules et l'exploitant du site impliqueraient?
- Comment le titulaire du permis de l'installation sur le site de déploiement ferait-il les inspections après les expéditions?
- Quel serait l'effet sur ces scénarios si des composants ou modules importants étaient importés ou exportés?
- Comment le transport serait-il fait de façon à assurer le respect des exigences en matière de transport pendant tout le trajet de déploiement?
- Quelle est la stratégie pour faire des analyses de la sûreté de toutes les activités de déploiement?
- Quel serait l'effet sur ces scénarios si de principaux composants ou modules étaient importés ou exportés?
- Comment le transport serait-il fait de façon à assurer le respect des exigences en matière de transport pendant tout le trajet de déploiement?
- Quelle est la stratégie pour faire des analyses de la sûreté de toutes les activités de déploiement?

Dans la section 2.12 :

En ce qui concerne le « recours accru à l'automatisation dans le cadre de l'exploitation et de l'entretien des centrales », faut-il des précisions supplémentaires dans les exigences et les instructions actuelles relatives à la mise en œuvre de stratégies d'automatisation des PRM?

En ce qui concerne expressément une centrale autonome avec télésurveillance et intervention à distance, quelles mesures de sûreté et de contrôle pourraient être prises pour prévenir ou atténuer la perte de communication entre le PRM et l'installation de surveillance?

Dans la section 2.13 :

En ce qui concerne les « interfaces personne-machine dans l'exploitation des installations », la CCSN sollicite des commentaires des concepteurs de technologie qui proposent de nouvelles approches ou architectures technologiques pour les interfaces personne-machine des PRM.

Faut-il d'autres précisions sur les exigences et les instructions actuelles pour les interfaces personne-machine utilisées pour l'exploitation et la maintenance des centrales? Si oui, quels domaines bénéficieraient de plus de précisions?

Dans la section 2.14 :

La CCSN prépare actuellement un autre document de travail sur le rendement humain et sollicitera prochainement des commentaires sur cette question.

En ce qui concerne « les répercussions des nouvelles technologies sur le rendement humain », faut-il des précisions supplémentaires sur les exigences et instructions actuelles pour le rendement humain dans l'environnement d'un PRM?

Dans la section 2.15 :

En ce qui concerne les « garanties financières pour la continuité des activités », faut-il d'autres précisions sur les exigences et instructions actuelles relatives à la mise en place de garanties financières pour la continuité des activités afin d'assurer une cessation des activités autorisées en toute sûreté?

Y a-t-il d'autres instruments financiers non énumérés dans le document G-206 qui seraient utiles pour aider à mettre en place des garanties financières?

Dans la section 2.16 :

En ce qui concerne les « mesures de sûreté du site », quelles questions réglementaires peuvent présenter des défis pour les scénarios de déploiement de centrales à PRM? Par exemple :

- Comment des structures souterraines ou civiles peuvent-elles être aménagées dans le cadre d'une approche de la sûreté intégrée à la conception?
- Comment les mesures de sûreté peuvent-elles différer pour les centrales à PRM situées en région éloignée avec très peu de personnel sur place? Comment peut-on résoudre les délais d'intervention hors site potentiellement longs?
- Comment les mesures de sûreté seraient-elles assurées pour la télésurveillance et le contrôle hors site des centrales le cas échéant?

Dans la section 2.17 :

En ce qui concerne la « gestion des déchets et le déclassement », quelles sont certaines des principales stratégies de gestion des déchets, la gestion du combustible usé et le déclassement que la CCSN et les titulaires de permis doivent considérer pour les divers scénarios de déploiement de PRM? Par exemple, dans le cas des entreprises qui envisagent d'avoir un parc de PRM sur une grande région géographique, comment se feraient la gestion des déchets et le déclassement?

Lors de la mise en œuvre de ces stratégies, quels sont les problèmes relevés dans l'interprétation des exigences et instructions actuelles?

Dans la section 2.18 :

En ce qui concerne les « structures de génie civil de sous-surface importantes pour la sécurité », pour compléter l'enquête de la CCSN sur la gestion du vieillissement des structures civiles, quels travaux le secteur des PRM fait-il sur cette question pour corriger les problèmes de la gestion du vieillissement dans les codes et les normes? La CCSN est particulièrement intéressée par les travaux en cours sur les technologies nécessaires pour démontrer de façon fiable que ces structures fonctionnent adéquatement pendant toute la durée de la centrale, y compris les mesures pour le stockage sûr et les plans de déclassement.

Dans la section 3 :

En ce qui concerne les « technologies de fusion », quels sont les types et l'ampleur des risques et des dangers présentés par des technologies de fusion différentes (dangers conventionnels et de radiation)?

En gardant cela à l'esprit, en quoi les risques présentés par des activités avec des réacteurs à fusion diffèrent-ils des risques des réacteurs actuels à fission nucléaire? Les réacteurs à fusion doivent-ils être réglementés de façon différente des réacteurs à fission?

Annexe D: Facteurs spécifiques motivant la préparation de la réglementation

Remarque : L'information dans cette section est fournie uniquement à des fins contextuelles et ne constitue pas une opinion de la CCSN au sujet de la politique énergétique ou nucléaire.

L'information suivante est utilisée avec l'autorisation de ses auteurs et comprend des déclarations de certaines entités sectorielles et gouvernementales ayant trait aux PRM. Par conséquent, ils constituent des facteurs pouvant inciter la CCSN à préparer une réglementation.

SaskPower

« Afin d'assurer que le réseau d'électricité de SaskPower puisse répondre à la demande croissante d'énergie et au besoin de mettre hors service les actifs de production d'électricité vieillissants, la société entreprend régulièrement une évaluation de la gamme complète d'options de production d'électricité pour déterminer le meilleur mélange d'options pour la province de la Saskatchewan. Celles-ci comprennent les technologies conventionnelles de base (comme la cogénération, le gaz naturel, l'énergie nucléaire et hydroélectrique), les sources renouvelables (comme les éoliennes, l'énergie solaire et la biomasse), ainsi que les nouvelles technologies (comme le captage et stockage de CO₂, l'énergie géothermique, l'énergie nucléaire produite avec de petits réacteurs modulaires) combinées au développement de programmes d'efficacité énergétique et de conservation. Cette évaluation permettra à SaskPower de définir son portefeuille de sources d'énergie propre les mieux en mesure d'assurer un approvisionnement en énergie sûr, fiable et durable à la population de la Saskatchewan au coût le moins élevé possible.

En 2009, en prévision d'une nouvelle réglementation fédérale limitant l'utilisation future de centrales électriques à charbon, la principale source d'électricité de base depuis plus de 50 ans de la Saskatchewan, SaskPower, a entamé une évaluation plus détaillée de l'énergie nucléaire, une technologie évaluée par la Saskatchewan depuis les années 1970. Les grands réacteurs (tranches d'une capacité supérieure à 700 MW) ont été écartés dès les premières étapes de l'évaluation pour des raisons financières et techniques liées à la taille relativement modeste du réseau électrique provincial (les besoins maximaux en période de pointe exceptionnelle de SaskPower sont de 350 MW). En 2012, la société a entrepris une étude de faisabilité technique, économique et réglementaire approfondie concernant la production d'énergie nucléaire à partir de PRM (d'une capacité inférieure à 300 MW).

La phase initiale de l'étude de faisabilité menée par SaskPower et achevée en 2015 a démontré le caractère très prometteur des PRM et le rôle important que cette technologie pourrait jouer dans l'avenir de l'énergie en Saskatchewan. Contrairement aux réacteurs nucléaires de grande taille, plusieurs technologies PRM de pointe recensées dans le monde pourraient être intégrées au réseau électrique réduit de la Saskatchewan, en autant (1) que SaskPower ne prenne pas un risque technologique et (2) qu'un PRM puisse être autorisé, construit et mis en service en Saskatchewan d'ici 2030. En outre, d'après les estimations initiales des coûts de construction et d'exploitation des PRM, réalisées par les principaux fournisseurs dans le monde, ces réacteurs pourraient être une solution économiquement viable pour fournir à la Saskatchewan une énergie propre et fiable couvrant ses besoins de base. Cette technologie fait toujours partie des différentes possibilités étudiées par SaskPower. »

Sylvia Fedoruk Canadian Centre for Nuclear Innovation (Centre Fedoruk)

« Le Sylvia Fedoruk Canadian Centre for Nuclear Innovation (filiale à but non lucratif de l'Université de la Saskatchewan) a été créé en 2011 grâce au financement du gouvernement de la Saskatchewan. Le Centre Fedoruk a pour mandat d'améliorer la capacité de soutenir une industrie nucléaire vigoureuse dans la province en renforçant le rôle de la Saskatchewan dans la recherche, le développement et la formation en matière d'énergie nucléaire. Dans le cadre de son mandat, le Centre Fedoruk étudie des PRM et de très petits PRM pouvant être raccordés à un grand réseau en vue d'un déploiement dans des régions périphériques ou hors réseau (p. ex. mines et collectivités du Nord). Elle facilite aussi des études universitaires sur l'acceptabilité sociale de l'énergie nucléaire et mène des enquêtes sur les retombées potentiellement avantageuses de la présence éventuelle d'entreprises liées aux PRM dans la province. Un programme utilisant la province comme modèle et visant à mieux cerner les obstacles à l'implantation des PRM est en cours d'élaboration. Le Centre Fedoruk y voit la possibilité pour la province de contribuer à réduire la production mondiale de gaz à effet de serre par la création d'un ensemble de « services informels », concernant notamment la politique publique, l'information juridique et le choix du site pour permettre à des états auparavant non nucléaires d'aller de l'avant avec un programme nucléaire à base de PRM. On a vu le Centre Fedoruk prendre part à des présentations sur les PRM dans tout le Canada. »

Gouvernement de l'Ontario

« Le ministère de l'Environnement et de l'Énergie de l'Ontario a retenu les services d'un expert indépendant pour réaliser une étude de faisabilité sur les possibilités d'implanter des PRM en Ontario. L'étude est coparrainée par Ressources naturelles Canada (RNCAN).

Cette étude de faisabilité vise à évaluer la situation actuelle des PRM de manière à cerner les risques et les avantages associés à leur utilisation. En outre, l'étude évalue la possibilité de mettre en œuvre sous licence des techniques existant au Canada, la disponibilité de financement pour faire progresser le développement des différentes techniques, de même que le temps requis pour atteindre l'étape de l'exploitation commerciale.

La présentation d'un rapport final est prévue au printemps 2016. »

Laboratoires Nucléaires Canadiens (LNC)

« Les Laboratoires Nucléaires Canadiens (LNC) sont particulièrement bien placés pour jouer un rôle de premier plan dans l'établissement de la technologie des PRM au Canada. Les LNC cumulent plus de 60 ans d'expérience dans la recherche et le développement d'applications nucléaires, de même que dans l'exploitation de réacteurs de recherche et la gestion des déchets radioactifs. Les LNC possèdent de nombreuses installations et capacités uniques sur le site de Chalk River, où ils comptent plus de 3 000 employés. Le site comprend, entre autres, des cellules chaudes, des services d'examen post-irradiation, des activités de recherche sur les matériaux, des activités d'analyse de la physique des réacteurs, des installations thermohydrauliques et des outils d'analyse, des activités d'analyses des conséquences d'accidents, le transport de matières radioactives, l'instrumentation et le contrôle, la conception de composantes et d'outils spécialisés destinés à des applications nucléaires, etc.

L'implantation d'un premier PRM du genre à Chalk River fera gagner aux fournisseurs des années d'efforts et de dépenses d'ordre réglementaire par rapport à d'autres options canadiennes et

internationales. Le site peut tabler sur des programmes bien conçus de sûreté et de mesures d'urgence ainsi que sur une longue expérience en matière de permis et d'exploitation de réacteurs de recherche. »

Ressources naturelles Canada (RNCCan)

« Le gouvernement du Canada entrevoit un avenir dans lequel un environnement sain va de pair avec une économie forte, et je suis persuadée que l'industrie nucléaire de notre pays – l'une des meilleures au monde – peut et doit y jouer un rôle de premier plan. Le Canada est reconnu mondialement comme un fournisseur de ressources, de technologies et de services énergétiques stable, fiable et performant, et notre gouvernement continuera de promouvoir notre savoir-faire en matière d'énergie nucléaire propre et sûre – et de travailler avec ses partenaires, dont la Chine – pour que ces efforts se traduisent par la création de débouchés réels pour notre industrie nucléaire. »

Kim Rudd

Secrétaire parlementaire du ministre des Ressources naturelle

Groupe de travail sur les énergies sans émission (GT ESE)

« Cette association industrielle est un des groupes de travail de l'Association nucléaire canadienne (ANC). Elle représente des promoteurs de petits et de très petits réacteurs modulaires, principalement axés sur les petits réacteurs de périphérie de réseau ou hors réseau. Tandis que l'ANC représente l'industrie nucléaire canadienne sur le plan de la politique et des relations avec le gouvernement, le GT ESE s'appuie sur ses membres pour fournir des avis d'experts sur des aspects techniques et réglementaires. Le GT ESE est actuellement présidé par Neil Alexander, directeur général du Sylvia Fedoruk Centre for Nuclear Innovation situé en Saskatchewan.

L'ANC soutient les activités du GT ESE grâce à un cofinancement et à des contributions en nature. Le GT ESE s'est donné pour objectif de faciliter la préparation de positions communes dans l'industrie sur différentes questions touchant la réglementation et le déploiement de PRM. Le GT ESE, qui collabore avec des organismes gouvernementaux tels que Ressources naturelles Canada et le ministère de l'Environnement et de l'Énergie de l'Ontario, prévoit aborder la CNSC avec des exposés sur ses positions afin d'engager un dialogue sur divers aspects de la réglementation. Les personnes ressources du GT ESE sont Roger Humphries, directeur général (roger.humphries@amecfw.com), et John Stewart, directeur des politiques et de la recherche à l'ANC et secrétaire du GT ESE (stewartj@cna.ca). »

Canadian Nuclear Partners / Ontario Power Generation

« Ontario Power Generation (OPG) et sa filiale à part entière, Canadian Nuclear Partners (CNP), soutiennent le développement des PRM depuis plus de quatre ans, notamment en participant de façon active au programme de développement des PRM de B&W mPower, en interagissant régulièrement avec la CCSN et le Groupe de travail sur les énergies sans émission et en assistant à des conférences et à des événements organisés par l'industrie des PRM. L'OPG a déjà établi un groupe de travail consultatif interne, qui est chargé de réaliser des vérifications techniques préalables à l'égard des technologies des PRM, ainsi que d'établir et de présenter les points de vue de l'OPG sur les changements à apporter à la réglementation pour soutenir le déploiement des PRM, tout en préservant la confiance des parties intéressées à l'égard du cadre réglementaire régissant les installations nucléaires existantes. Les CNP collaborent activement avec de multiples fournisseurs de PRM pour fournir des services de nature commerciale afin de soutenir leurs activités préalables à l'obtention de permis au Canada. »

Bruce Power Limited Partnership

« En tant qu'exploitant, Bruce Power est toujours intéressée par la possibilité de déployer de nouvelles technologies de réacteur. Cependant, avant de pouvoir évaluer les occasions de déploiement de ces nouveaux réacteurs, il est essentiel que les exploitants comprennent la philosophie du cadre réglementaire et ses implications pour en évaluer le potentiel de rentabilité. C'est pourquoi Bruce Power appuie les efforts de la CCSN visant à amorcer un dialogue sur le cadre de réglementation nécessaire à l'exploitation des PRM. »