

## CENTRALE NUCLÉAIRE DE POINT LEPREAU

### Étude probabiliste de la sûreté

## RAPPORT SOMMAIRE

0087-03610-0002-001-PSA-A-00



*Le format du texte incombe au propriétaire du document*

**Cette page a été laissée intentionnellement vide.**

## Sommaire

La centrale nucléaire de Point Lepreau a pour principale priorité la sûreté de ses employés et de la population. Elle est exploitée tous les jours selon les normes de sécurité nucléaire les plus élevées et les exigences les plus rigoureuses de l'organisme de réglementation national. Dans le cadre du travail de conception et de sélection du site de la centrale nucléaire de Point Lepreau, les directives et les premiers documents réglementaires définissaient des attentes afin que certains systèmes de dimensionnement de la centrale répondent à des objectifs précis en matière de fiabilité. Lors de la construction de la centrale, des outils analytiques, appelés des matrices de conception de sûreté (MCS), ont été élaborés pour divers accidents de dimensionnement hypothétiques à l'aide de modèles simplifiés dessinés à la main. L'objectif des matrices de conception de sûreté consistait à établir si certaines améliorations pouvaient apporter des avantages à la centrale et aux exploitants.

Au cours des années suivantes, la communauté internationale a poursuivi le travail d'élaboration de techniques d'évaluation probabiliste. À mesure que les méthodologies évoluaient et étaient de plus en plus largement adoptées, l'étude probabiliste de la sûreté (EPS) est devenue pour les exploitants de centrales nucléaires un outil privilégié pour intégrer de nombreux aspects de la conception et de l'exploitation et évaluer la probabilité de causer des dommages et d'importants rejets radioactifs. L'objectif consiste à étudier les possibilités d'améliorer la conception, l'entretien et l'exploitation lorsqu'il est logique de le faire. Cependant, la différence entre les premières matrices de conception de sûreté et l'EPS est que cette dernière va au-delà de l'examen de la réponse d'une centrale aux accidents de dimensionnement et qu'elle englobe également les accidents hors dimensionnement où tous les niveaux des défenses de la centrale ont échoué. Bien que ce type de situation soit peu probable, les conséquences peuvent être graves et sont appelées des « accidents graves ». Ces derniers sont définis comme étant une condition où il y a de graves dommages physiques à de nombreux canaux de combustible, menant à une perte de l'intégrité structurelle du cœur.

Au début des années 2000, alors qu'Énergie NB envisageait de prolonger la durée de vie de la centrale nucléaire de Point Lepreau, elle s'est engagée auprès de la CCSN à réaliser une EPS en respectant les directives internationales et les pratiques exemplaires de l'industrie. Cette étude permettait d'examiner tous les accidents possibles et toutes les améliorations susceptibles d'être incluses dans la portée de l'arrêt pour remise à neuf. Elle avait pour objectif de renforcer la centrale et d'atteindre un niveau raisonnable de sûreté plus élevé pour les employés et le public. La première EPS a été achevée en 2008, puis soumise à la CCSN qui l'a acceptée. De nombreuses modifications ont ainsi été apportées à la centrale, ce qui était prévu puisqu'elle n'avait pas été conçue au départ pour répondre à des accidents graves. La centrale est maintenant beaucoup mieux préparée à répondre à de graves accidents.

## Sommaire, suite

Conformément aux exigences réglementaires actuelles, Énergie NB est tenu d'effectuer une mise à jour régulière de l'EPS. Dans le cadre de ce travail, tous les dangers externes possibles et leurs combinaisons ont été réexaminés. En réponse au Plan d'action intégré la CCSN [4], trois dangers précis : tremblements de terre, tsunamis et vents violents, ont été réévalués à l'aide des connaissances et des méthodes les plus récentes. Les méthodologies de l'EPS ont été adaptées au besoin en réponse à ces évaluations. Les dernières mises à jour à l'EPS ont été achevées en différentes étapes et le résultat final a été présenté à la CCSN au milieu de 2016. Le présent rapport contient un résumé des résultats de l'EPS et des explications sur sa réalisation.

Bien que toutes les méthodologies de l'EPS aient été acceptées, les observations définitives de l'EPS à l'égard des événements sismiques font en ce moment l'objet d'un examen réglementaire. Le présent rapport sera mis à jour, s'il y a lieu, en réponse aux commentaires réglementaires formulés sur les évaluations sismiques.

Il importe de noter que l'EPS est un outil qui permet d'obtenir une évaluation fondée sur le risque qui complète les techniques d'évaluation traditionnelles telles que l'analyse de sûreté déterministe, l'analyse technique, etc. L'EPS ne vise pas à remplacer les techniques d'évaluation, mais plutôt à acquérir de nouvelles connaissances en matière d'évaluation quantitative du risque. Puisque l'EPS est limitée quant aux modèles pratiques qu'elle peut produire, il est important de comprendre ces limites afin que l'information qui en découle soit utilisée de manière appropriée dans le processus décisionnel d'une centrale nucléaire opérationnelle.

La sûreté générale de la centrale est assurée par un ensemble de programmes et de procédures, l'efficacité de la formation, les pratiques de maintenance de l'équipement, le contrôle du travail, la gestion de la configuration, la surveillance des systèmes et de l'équipement ainsi que les mesures correctives, les procédures d'urgence et l'intervention dans des conditions anormales. L'EPS est l'un des nombreux outils qui permettent d'obtenir une mesure ou un indicateur de sûreté, mais qui, en raison de ses limites, ne peut être utilisée sans tenir compte également des autres mesures ou de l'analyse de sûreté déterministe. Il s'agit d'un outil complémentaire insuffisant en soi pour assurer la sûreté.

## Sommaire, suite

Bien que l'EPS produise aussi une estimation quantitative du risque d'une centrale, il faut faire preuve d'une grande prudence au moment d'interpréter les résultats et de tirer des conclusions utiles en raison des limites de la modélisation et du contenu de l'EPS. Cette situation restreint également l'utilité de ces estimations en ce qui touche la valeur absolue. Il est possible de comparer les estimations quantitatives du risque de l'EPS à des objectifs de sûreté basés sur les cibles internationales. Cependant, ces estimations sont surtout utiles à titre « d'étalon » pour déterminer l'envergure d'une amélioration de sûreté qui pourrait avoir été découverte dans l'EPS afin de corriger une vulnérabilité possible de la centrale.

Ainsi, alors que les exploitants de centrales nucléaires prennent des mesures visant à réduire les estimations quantitatives des risques de différentes façons lorsque les objectifs de sûreté de l'étude probabiliste sont dépassés, les objectifs de sûreté sont considérés comme des cibles et non comme des limites absolues pour les centrales nucléaires existantes. Il est beaucoup plus intéressant pour une centrale nucléaire fonctionnelle de considérer les estimations quantitatives des risques dans le contexte de la gestion de la configuration des systèmes afin d'attribuer la modification d'un risque à la dégradation de l'équipement ou aux changements dans la disponibilité des équipements.

Les experts internationaux reconnaissent unanimement que c'est en réalisant l'EPS, en élaborant des séquences d'événements et en faisant des évaluations qu'il est possible d'obtenir de nouvelles connaissances sur des vulnérabilités possibles d'une centrale nucléaire et les endroits où il pourrait être intéressant d'investir dans des améliorations liées à la sûreté. L'EPS réalisée pour la centrale nucléaire de Point Lepreau a tenu compte de tous les risques auxquels une centrale peut être susceptible, notamment des risques internes (à savoir la défaillance de l'équipement interne ainsi que des incendies et des inondations internes) et des événements sismiques (p. ex., des risques externes). Tous les autres risques internes et combinaisons de risques ont fait l'objet d'une analyse plus approfondie au moyen de l'EPS.

Dans tous les cas et quelle que soit la façon dont les résultats sont présentés, la centrale nucléaire de Point Lepreau respecte les objectifs de sûreté liés à l'EPS.

## Table des matières

---

1.0	Introduction.....	9
1.1	Terminologie de l'EPS.....	10
1.2	Objectifs.....	12
1.3	Portée.....	13
1.4	Organisation du rapport sommaire.....	15
2.0	Description de la centrale.....	15
2.1	Aménagement du site.....	16
2.2	Bâtiments et structures.....	16
2.3	Systèmes et fonctions.....	17
3.0	Composer avec des accidents hors dimensionnement.....	31
3.1	Introduction.....	31
3.2	Principes pour les accidents hors dimensionnement.....	32
3.3	Principes de conception.....	33
3.4	Caractéristiques de conception complémentaires.....	34
4.0	Évaluations mises à jour des risques externes.....	35
4.1	Introduction.....	35
4.2	Évaluation des risques sismiques.....	35
4.3	Évaluation des vents forts.....	40
4.4	Évaluation des risques d'inondations externes.....	46
5.0	Évaluation des autres risques externes.....	54
5.1	Introduction.....	54
5.2	Méthodologie.....	54
5.3	Combinaison des risques externes.....	57
5.4	Conclusion.....	58
6.0	Survol des méthodes d'EPS.....	58
6.1	Objectifs de sûreté.....	58
6.2	Reconnaître la valeur de l'équipement d'atténuation d'urgence dans une EPS.....	64
6.3	Méthodes d'EPS pour les risques internes.....	65
6.4	Méthodes d'étude probabiliste des événements sismiques.....	87
6.5	Intégration au modèle global des risques.....	107
7.0	Résumé des résultats de l'EPS.....	109
8.0	Planification des mesures d'urgence.....	111
8.1	Zones de planification d'urgence.....	112
8.2	Stratégie d'intervention d'urgence.....	113
9.0	Estimation des risques pour la santé publique.....	114
10.0	Références.....	116
	<b>Annexe A : Figures.....</b>	<b>119</b>
	<b>Annexe B : Tables.....</b>	<b>145</b>

## Liste des figures

---

Figure 1 : Emplacement général du site.....	119
Figure 2 : Plan du site .....	119
Figure 3 : Bâtiment typique d'un réacteur CANDU-6.....	120
Figure 4 : Diagramme simplifié de l'enveloppe de confinement .....	120
Figure 5 : Spectres de réponse des risques uniformes dans la roche dure compétente sous la centrale de Point Lepreau.....	121
Figure 6 : Courbes moyennes et fractiles totales des risques dans la roche dure sous le site de Point Lepreau .....	122
Figure 7 : Comparaison des spectres de réponse uniformes d'une période de retour de 1000 ans sur le dimensionnement de la centrale nucléaire de Point Lepreau lors d'un tremblement de terre.....	123
Figure 8 : Atténuation de l'analyse de réponse sismique du site sur les spectres de réponse aux risques uniformes pour les fondations du bâtiment .....	123
Figure 9 : Comparaison des spectres de réponse sur la fondation à une période de 10 000 ans par rapport aux courbes utilisées dans l'analyse de NUREG/CR-0098.....	124
Figure 10 : Effet de l'analyse de la réponse sismique du site sur la courbe moyenne des risques sismiques .....	124
Figure 11 : Courbes moyennes et fractiles totales des risques aux fondations du bâtiment (élévation de 25 pi).....	125
Figure 12 : Exemple de spectres de réponse du plancher .....	125
Figure 13 : Courbes de risques au point de tornade pour le site de Point Lepreau.....	126
Figure 14 : Ligne droite des risques de vents pour le site de Point Lepreau .....	127
Figure 15 : Risques de vents d'ouragan pour le site de Point Lepreau.....	128
Figure 16 : Toute la famille de vents des courbes de risques pour le site de Point Lepreau .....	129
Figure 17 : Exemple de résultats relatifs à la susceptibilité aux missiles .....	130
Figure 18 : Exemple de courbes de susceptibilité aux vents .....	130
Figure 19 : Secteur d'étude du travail de terrain pour déterminer si des tsunamis ont déjà inondé le sud du Nouveau-Brunswick .....	131
Figure 20 : Exemple d'éléments recherchés durant les travaux d'excavation. Photographie du dépôt après le tsunami de 1929, à Taylor's Bay sur la côte sud de Terre-Neuve. Le dépôt de sable du tsunami est composé de trois unités déposées par trois vagues consécutives.....	132
Figure 21 : Sections partielles de l'étang Upper Duck et diagraphie des carottes de forage.....	132
Figure 22 : Zones de source transatlantiques prises en compte lors de l'étude du tsunami .....	133
Figure 23 : Caractéristiques bathymétriques du plateau continental et du golfe du Maine (crédit : NOAA) .....	133
Figure 24 : Bathymétrie de la grille de modélisation de l'océan Atlantique. Les limites de la grille ajustée du plateau continental régional sont indiquées en rouge. ....	134
Figure 25 : Augmentations de la résolution de la grille sphérique .....	134
Figure 26 : Niveau maximum de retenue durant la simulation de la fosse de Porto Rico (mesures présumées : magnitude du séisme de 9.1, glissement moyen de 20 m, largeur de la faille de 95 km et longueur de la faille de 550 km).....	135
Figure 27 : Effets bathymétriques durant le déplacement potentiel du tsunami vers le littoral (niveau maximum de retenue durant la simulation).....	136

## Liste des figures, suite

---

Figure 28 : Risque probable de la hausse du niveau de la mer durant un tsunami et une marée haute astronomique.....	137
Figure 29 : Risque probable du rabattement des eaux durant un tsunami au niveau moyen de la mer.....	138
Figure 30 : Caractérisation des objectifs de sécurité .....	139
Figure 31 : Cadre de travail des objectifs de sécurité.....	139
Figure 32 : Application des objectifs de sécurité.....	140
Figure 33 : Aperçu simplifié du processus de l'EPS .....	141
Figure 34 : Exemple d'intégration à une arborescence des événements et à une arborescence des défaillances.....	142
Figure 35 : Exemple d'une courbe de susceptibilité.....	143
Figure 36 : Exemple d'une séparation de la courbe des risques en intervalles (lots).....	143
Figure 37 : Carte des zones de sécurité pour l'intervention d'urgence hors site .....	144

## Liste des tableaux

---

Tableau 1 : Groupes de systèmes de sûreté de la centrale nucléaire de Point Lepreau .....	145
Tableau 2 : Spectres de réponse horizontaux des risques uniformes pour la centrale nucléaire de Point Lepreau .....	145
Tableau 3 : Comparaison des risques sismiques actualisés et des études précédentes.....	146
Tableau 4 : Liste détaillée des autres risques externes évalués dans le cadre de l'EPS pour la centrale nucléaire de Point Lepreau .....	147
Tableau 5 : Évènements initiateurs pour une EPS de niveau 1 sur les événements internes.....	148
Tableau 6 : États d'endommagement de la centrale pour une EPS de niveau 1 .....	152
Tableau 7 : Catégories de rejets extérieurs d'une centrale nucléaire.....	153
Tableau 8 : Comparaison des méthodes d'évaluation des répercussions sismiques.....	154
Tableau 9 : Critères d'évaluation sismique (la capacité par rapport à la demande) .....	155
Tableau 10 : Lots de risques sismiques.....	155
Tableau 11 : Objectifs en matière de sûreté et cibles (consulter la section 6.1).....	156
Tableau 12 : Résultats compilés de l'EPS lorsque le réacteur est à pleine puissance .....	156
Tableau 13 : Résultats de l'EPS lorsque le réacteur est arrêté.....	157
Tableau 14 : Estimations de la capacité sismique en fonction de l'évaluation de la marge sismique fondée sur une EPS .....	157
Tableau 15 : Estimations relatives aux risques en matière de santé publique .....	158
Tableau 16 : Population par zone de coordonnateur en cas d'urgence (conformément au sondage démographique réalisé en septembre 2011) .....	158

## 1.0 Introduction

Les centrales nucléaires sont conçues et construites avec des couches de protection contre les accidents. L'EPS est une technique analytique qui permet d'intégrer de nombreux aspects du dimensionnement et de l'exploitation afin d'évaluer la probabilité qu'une installation, dans le cas présent une centrale nucléaire, soit endommagée et que d'importants rejets radioactifs se produisent. L'EPS peut également servir à créer une base de données qui sera utilisée pour analyser les enjeux généraux et propres à une installation.

Il importe de noter que l'EPS est un outil qui permet d'obtenir une évaluation fondée sur le risque qui vient compléter les techniques d'évaluation traditionnelles telles que l'analyse de sûreté déterministe, l'analyse technique, etc. L'EPS ne vise pas à remplacer les techniques d'évaluation, mais plutôt à acquérir de nouvelles connaissances en matière d'évaluation quantitative du risque. Puisque l'EPS est limitée quant aux modèles pratiques qu'elle peut produire, il est important de comprendre ces limites afin que l'information qui en découle soit utilisée de manière appropriée dans le processus décisionnel d'une centrale nucléaire opérationnelle. Voici quelques exemples de ces limites :

- Des contraintes logicielles et computationnelles limitent la taille des modèles et la capacité de quantification. Par exemple, la modélisation considère uniquement les erreurs d'omission<sup>1</sup> et non les erreurs réelles<sup>2</sup>, ces dernières ayant un plus grand nombre de combinaisons et de permutations possibles.
- L'efficacité des programmes, tels que les programmes d'inspection périodique qui permettent de découvrir et de corriger la détérioration de la tuyauterie avant une panne, n'est pas facile à modéliser dans une EPS. Les modèles utilisent plutôt les données d'exploitation de l'industrie sur la défaillance de la tuyauterie qui sont considérées comme étant représentatives. On peut aussi citer l'exemple des programmes et des procédures qui s'appliquent aux déplacements de charges lourdes et qui, s'ils ne sont pas efficaces, pourraient entraîner la défaillance d'un important équipement si une charge tombait en raison d'un problème avec une grue ou un montage. Il n'est pas possible de modéliser raisonnablement ces types de programmes dans l'EPS.

Comme nous le verrons plus loin à la section 6.1, la sûreté générale de la centrale est assurée par un ensemble de programmes et de procédures, l'efficacité de la formation, les pratiques d'entretien de l'équipement, le contrôle du travail, la gestion de la configuration, la surveillance des systèmes et de l'équipement ainsi que les mesures correctives, les procédures d'urgence et l'intervention dans des conditions anormales. L'EPS est l'un des nombreux outils qui permettent d'obtenir une mesure ou un indicateur de sûreté, mais qui, en raison de ses limites, ne peut être considérée sans tenir compte également des autres mesures ou de l'analyse de sûreté déterministe. Il s'agit d'un outil complémentaire insuffisant en soi pour assurer la sûreté.

<sup>1</sup> Une erreur d'omission se produit lorsqu'un exploitant omet d'exécuter une action précisée dans une procédure.

<sup>2</sup> Une erreur réelle se produit lorsqu'un exploitant exécute une action qui n'est pas incluse dans une procédure et qui aggrave l'accident hypothétique.

## 1.0 Introduction, suite

Bien que l'EPS produise aussi une estimation quantitative du risque d'une centrale, il faut faire preuve d'une grande prudence au moment d'interpréter les résultats et de tirer des conclusions utiles en raison des limites de la modélisation et du contenu de l'EPS. Cette situation restreint également l'utilité de ces estimations en ce qui touche la valeur absolue. Il est possible de comparer les estimations quantitatives du risque de l'EPS à des objectifs de sûreté basés sur les cibles internationales. Cependant, ces estimations sont surtout utiles à titre « d'étalon » pour déterminer l'envergure d'une amélioration de sûreté qui pourrait avoir été découverte dans l'EPS afin de corriger une vulnérabilité possible de la centrale. Ainsi, et comme discuté plus loin à la section 6.1, les objectifs de sûreté sont considérés comme des cibles et non comme des limites absolues pour les centrales nucléaires existantes. Il est beaucoup plus intéressant pour une centrale nucléaire fonctionnelle de considérer les estimations quantitatives des risques dans le contexte de la gestion de la configuration des systèmes afin d'attribuer la modification du risque à la dégradation de l'équipement ou aux changements dans la disponibilité des équipements.

Les experts internationaux reconnaissent unanimement que c'est en réalisant l'EPS, en élaborant des séquences d'événements et en faisant des évaluations qu'il est possible d'obtenir de nouvelles connaissances sur des vulnérabilités possibles d'une centrale nucléaire et les endroits où il pourrait être intéressant d'investir dans des améliorations liées à la sûreté.

## 1.1 Terminologie de l'EPS

L'EPS comporte des évaluations de niveau 1 et 2 pour les événements internes en état d'exploitation normale et en état d'arrêt, et pour les événements externes en exploitation normale. Les sous-sections ci-dessous contiennent des renseignements supplémentaires sur la terminologie et le contenu de l'EPS.

### 1.1.1 EPS de niveau 1

Une EPS de niveau 1 comprend la détermination et la quantification des séquences d'accidents, les données sur les composants et la fiabilité humaine. Elle analyse le dimensionnement et l'exploitation de la centrale en insistant sur les séquences d'accidents qui causent des dommages au cœur, leurs causes fondamentales et leur fréquence. La fréquence, le mode de confinement et les conséquences des émissions de radionucléides sont exclus. Les risques internes tels que les défaillances du système de procédés, les incendies et les inondations internes sont inclus, ainsi que les risques externes tels que les tremblements de terre.

### 1.1.2 EPS de niveau 2

Une EPS de niveau 2 comprend une analyse des processus physiques d'un accident et le comportement du confinement en plus de l'analyse effectuée dans l'EPS de niveau I. À l'aide d'analyses d'accidents graves, elle prévoit les modes de défaillance du confinement ainsi que la fréquence et l'inventaire des émissions de radionucléides dans l'environnement aux limites du confinement.

### **1.1.3 Risques internes**

De façon générale, les risques internes sont ces dangers qui proviennent de sources situées sur le site de la centrale nucléaire de Point Lepreau, tant à l'intérieur et à l'extérieur des bâtiments de la centrale.

#### **1.1.3.1 Évènements internes**

Les évènements internes constituent un sous-ensemble de risques internes qui désignent les évènements causés par une erreur humaine ou la défaillance d'une structure, d'un système ou d'un composant. Il s'agit d'évènements qui, s'ils ne sont pas atténués, peuvent endommager le cœur ou causer des rejets à l'extérieur de la centrale. En règle générale, les évènements déclencheurs internes sont des conditions anormales générées dans la centrale après la défaillance d'une fonction de processus en raison d'un bris d'équipement ou d'une erreur humaine.

#### **1.1.3.2 Incendies internes**

Les causes des incendies internes incluent les pannes aléatoires (composants actifs ou passifs sous tension ou qui contiennent des matériaux combustibles), les étincelles produites lors de l'exécution d'un travail à chaud telles que le soudage et le coupage, et l'erreur humaine. Les incendies déclenchés par une source externe telle que la foudre, une attaque terroriste, un tremblement de terre ou une inondation sont exclus de la portée de cet évènement. Les incendies d'équipement qui sont causés par un tremblement sont étudiés dans les évaluations sismiques. La défaillance d'un composant contenant une grande quantité de matériaux combustibles résultant d'un évènement sismique est également incluse dans l'évaluation sismique.

#### **1.1.3.3 Inondations internes**

Des inondations compromettant la sûreté de la centrale peuvent être provoquées par des sources externes ou internes. Les inondations internes peuvent être causées par la défaillance d'un composant ou une exploitation non conforme de l'équipement ou des systèmes de la centrale. Par exemple, une inondation interne peut se produire après la rupture d'un tuyau ou d'une cuve, ou être causée par une fuite dans un composant incorrectement assemblé ou laissé démonté après la maintenance. Une inondation interne peut provoquer des dommages au cœur en causant d'abord la défaillance des systèmes qui maintiennent la source froide, et potentiellement contribuant ensuite aux défaillances de certains systèmes conçus pour atténuer les évènements de ce genre.

### 1.1.4 Risques internes

Les risques externes sont des événements qui surviennent à l'extérieur de la centrale, tels que les tremblements de terre, les risques qui pourraient provoquer une inondation dans le site et les vents extrêmes susceptibles d'endommager les structures, les systèmes et les composants de la centrale. En règle générale, l'EPS évalue les très rares occurrences de ces événements bien au-delà de la conception de base de la centrale à une périodicité de 10 000 ans. En raison du vaste éventail des effets que ces risques externes peuvent avoir sur une centrale nucléaire, on les désigne également d'initiateur de « cause commune » ou de « mode commun ». Autrement dit, l'évènement lui-même peut entraîner la défaillance des systèmes et des composants redondants et par conséquent, réduire le nombre de systèmes d'atténuation mis en place pour ramener la centrale à un état stable et sans danger après la défaillance d'un système de processus lié à la sûreté.

Tous les risques externes, tant d'origine humaine que naturelle, susceptibles d'entraîner une défaillance de cause commune pour la centrale nucléaire de Point Lepreau ont été soumis à un examen préalable et à une sélection (consulter la section 5.0 pour obtenir de l'information plus détaillée) en vue de décider si une EPS plus poussée doit être réalisée. La portée et l'ampleur de la sélection et de l'évaluation des risques externes ont fait l'objet d'une approbation réglementaire.

## 1.2 Objectifs

Conformément à ce qui est mentionné ci-dessus à la section 1.0, voici les objectifs de l'EPS :

- Effectuer une analyse systématique permettant d'établir avec confiance que la conception correspondra aux objectifs fondamentaux de sûreté établis dans la norme N-SF-1 de l'AIEA qui consiste à protéger les personnes et l'environnement contre les effets dommageables des rayonnements ionisants.
- Démontrer que l'on pourra empêcher la hausse catastrophique de la gravité des conséquences découlant d'un petit changement de conditions.
- Évaluer les probabilités d'endommagement grave du cœur et les risques de rejets radioactifs importants dans l'environnement. Un endommagement grave du cœur signifie des dommages matériels graves à de multiples canaux de combustible et entraînant une perte d'intégrité structurale du cœur. Les risques de rejets radioactifs importants peuvent inclure la fréquence d'un faible rejet et la fréquence d'un important rejet.
- Effectuer des évaluations propres au site concernant la probabilité d'occurrence et les conséquences de risques externes.
- Reconnaître les vulnérabilités de la centrale et les systèmes pour lesquels des améliorations à la conception ou des modifications aux procédures d'exploitation pourraient réduire la probabilité d'occurrence d'un accident grave ou en atténuer les conséquences.

## 1.2 Objectifs, suite

- Évaluer le caractère adéquat des procédures d'exploitation en cas d'urgence; les enseignements tirés de l'EPS devraient servir dans le processus de tenue à jour des procédures d'urgence qui sont améliorées pendant toute la durée de vie d'une centrale nucléaire.
- Donner un aperçu du programme de gestion des accidents graves; l'EPS de niveau 2 peut appuyer les programmes de gestion des accidents graves, c.-à-d. l'élaboration, la mise en œuvre et l'optimisation des stratégies et des mesures de gestion des accidents ainsi que la formation sur ces stratégies et mesures.
- Attester qu'une conception équilibrée a été atteinte, laquelle peut être démontrée si aucune caractéristique particulière ou aucun phénomène initiateur postulé n'apporte une contribution incertaine d'une ampleur ou d'une gravité disproportionnée au risque général de la centrale et que les deux niveaux de défense en profondeur portent le fardeau d'assurer la sécurité nucléaire, conformément à la norme INSAG-10 [2] de l'Agence internationale de l'énergie atomique.

On évalue le caractère adéquat de la conception et de l'exploitation de la centrale en déterminant les séquences d'accidents possibles qui dominent le risque pour la sûreté nucléaire et en déterminant les caractéristiques de la centrale qui contribuent le plus aux séquences d'accidents prépondérantes. Ces caractéristiques peuvent être de possibles défaillances de l'équipement, des pannes de mode commun, des erreurs humaines pendant les essais et la maintenance, ou des faiblesses dans les procédures qui entraînent des erreurs humaines.

## 1.3 Portée

Le rapport intégré qui fournit un résumé technique de tous les risques qui pourraient éventuellement contribuer à l'endommagement du cœur du réacteur ou causer un important rejet radioactif. Le rapport intégré comprend également des analyses de sensibilité, d'incertitude et d'importance. Ce rapport évalue la centrale à l'aide des scénarios suivants :

- Endommagement possible du cœur et rejets subséquents découlant d'évènements internes se produisant pendant que le réacteur est en exploitation normale; c.-à-d., que le scénario analyse les défis liés au contrôle du cœur du réacteur, le refroidissement du combustible et le confinement des matières radioactives;
- Endommagement possible du cœur et rejets subséquents découlant d'évènements internes se produisant pendant que le réacteur est en état d'arrêt, y compris la perte des sources froides d'arrêt;
- Endommagement grave possible du cœur et rejets subséquents découlant d'évènements sismiques se produisant pendant que le réacteur est en exploitation normale;
- Endommagement grave possible du cœur et rejets subséquents découlant d'incendies internes se produisant pendant que le réacteur est en exploitation normale;
- Endommagement grave possible du cœur et rejets subséquents découlant d'inondations internes se produisant pendant que le réacteur est en exploitation normale.

## 1.3 Portée, suite

Tous les risques externes auxquels le site de la centrale nucléaire de Point Lepreau peut être exposée ont été examinés à l'aide de critères de sélection afin d'établir si des risques supplémentaires doivent être inclus l'analyse détaillée de l'EPS. Ce travail comportait l'examen des résultats des études probabilistes de pointe des risques sismiques, des risques de tsunami et des risques de vents violents qui ont été réalisées en réponse au *Plan d'action intégré de la CCSN* [4]. Des renseignements plus précis sont fournis à la section 5.0.

Aucune évaluation des risques en état d'arrêt n'a été réalisée pour les événements sismiques, les incendies et les inondations internes pour les raisons suivantes :

- L'EPS en cas d'évènement sismique en état d'arrêt n'a pas été réalisée, car ce risque est similaire que la centrale soit en exploitation normale ou en état d'arrêt. La progression de l'accident est plus lente lorsque la centrale en état d'arrêt et l'exploitant a donc plus de temps pour réagir; la durée du risque est brève lorsque la centrale est en état d'arrêt par rapport à la durée lorsque la centrale est en exploitation normale.
- L'EPS en cas d'incendie interne en état d'arrêt n'a pas été réalisée. L'évolution d'un accident pour ce scénario est également plus lente lorsque le réacteur est en fonction et qu'il y a plus de temps pour les mesures prises par l'exploitant pour circonscrire le phénomène. Par ailleurs, certains dispositifs d'équipement utilisés à pleine puissance sont arrêtés et ne constituent pas une source de combustion. La centrale a aussi adopté des programmes sur le travail à chaud qui limitent le danger d'incendie, et la gestion des combustibles transitoires fait l'objet de mesures de contrôle des risques supplémentaires. D'autres justifications sont en cours d'élaboration sur l'exclusion de l'EPS en cas d'incendie interne lorsque la centrale est en état d'arrêt.
- L'EPS en cas d'inondation interne en état d'arrêt n'a pas été réalisée puisque le risque d'endommagement du cœur en raison d'une inondation est faible. La faiblesse de ce risque est attribuable à la faible fréquence d'évènements initiateurs, à la séparation physique des systèmes de groupe 1 et de groupe 2, ainsi qu'à la séparation des équipements pairs et impairs. Ces facteurs sont les mêmes en état d'exploitation normale et en état d'arrêt. Des justifications supplémentaires sur l'exclusion de l'EPS en cas d'incendie interne lorsque la centrale est en état d'arrêt sont en cours d'élaboration.

## 1.4 Organisation du rapport sommaire

En plus des renseignements généraux présentés dans la présente Introduction, le rapport sommaire contient :

- (a) Une brève description de la centrale nucléaire de Point Lepreau (section 2.0)
- (b) Une brève description des améliorations apportées à la centrale nucléaire de Point Lepreau pour répondre aux événements et accidents hors dimensionnement (section 3.0)
- (c) Une discussion des résultats des dernières évaluations des risques externes réalisées conformément aux plus récentes méthodologies de pointe (section 4.0)
- (d) Une vue d'ensemble des autres types de risques examinés dans le cadre de l'EPS ainsi que les critères de sélection utilisés (section 5.0)
- (e) Un aperçu des méthodes et des critères d'acceptation de l'EPS (section 6.0)
- (f) Une discussion des principales conclusions de l'EPS (section 7.0)
- (g) Une description de la capacité d'intervention en cas d'urgence après un improbable accident nucléaire (section 8.0)
- (h) La méthode utilisée pour estimer le risque pour la santé publique après un très improbable accident grave (section 9.0)

## 2.0 Description de la centrale

La centrale nucléaire de Point Lepreau comprend un réacteur CANDU-6 qui utilise de l'eau lourde comme modérateur et qui est doté de tubes de force et d'un appareil de chargement du combustible en marche. La Société d'énergie du Nouveau-Brunswick en est le propriétaire exploitant. Mise en service en 1982, la centrale est exploitée commercialement depuis février 1983.

Conçue à des fins commerciales, la centrale est munie d'un groupe turbines-génératrice qui produit 705 MWe grâce à la vapeur d'un réacteur CANDU à eau lourde sous pression. Une partie de cette électricité sert à alimenter l'équipement au sein de la centrale. La production nette destinée au réseau de distribution d'électricité d'Énergie NB s'élève à 660 MWe.

Le plan et la conception sont semblables à ceux de Gentilly-2 au Québec, de Wolsong (réacteurs 1 à 4) en Corée, Embalse-1 en Argentine et Cernavoda 1&2 en Roumanie.

L'eau lourde du réacteur CANDU sert à la fois de modérateur et de fluide réfrigérant dans le circuit caloporteur. Le combustible, de l'uranium naturel, vient sous la forme de grappes de combustible qui sont chargées et déchargées du réacteur quand ce dernier est en marche. Un circuit caloporteur fermé transfère la chaleur du combustible aux chaudières, produisant ainsi de la valeur d'eau ordinaire de l'autre côté des chaudières. Le cycle des turbines est semblable à celui d'autres centrales du même type.

## 2.1 Aménagement du site

La **Figure 1** illustre l'emplacement général de la centrale nucléaire de Point Lepreau.

## 2.2 Bâtiments et structures

La centrale comprend les bâtiments et structures suivants :

- Bâtiment du réacteur
- Bâtiment de service
- Bâtiment des turbines
- Station de pompage d'eau douce
- Station de pompage d'eau salée
- Poste extérieur
- Bâtiment administratif
- Installation de gestion des déchets radioactifs solides
- Système de refroidissement d'urgence du cœur du réacteur à haute pression
- Bâtiment de commande auxiliaire
- Installation de traitement de l'eau
- Bâtiment du système de ventilation d'urgence du confinement avec filtrage
- Complexe de trois génératrices de secours
- Bâtiment d'entreposage de l'équipement d'atténuation d'urgence
- Complexe de simulation, de formation, de bureaux et de renseignements
- Bâtiment d'administration de bureau et de projets supplémentaires

La **figure 2** illustre le plan du site.

Le réacteur nucléaire et l'équipement connexe, dont les chaudières, se trouvent dans le bâtiment du réacteur. La structure extérieure du bâtiment forme une enceinte de confinement conçue pour empêcher tout rejet radioactif accidentel à l'extérieur du bâtiment. Cette structure de confinement en béton précontraint est divisée en trois éléments de structure : une dalle-support, un mur cylindrique et un dôme hémisphérique. Elle peut supporter une pression interne de 124 kPa (g) et elle est dotée d'un revêtement imperméable pour minimiser les fuites en cas d'éventuelles perturbations de surpression. Le mur d'enceinte et le dôme intérieur qui coiffe le bâtiment jouent le rôle d'un réservoir de stockage qui contient l'eau d'appoint de la chaudière, le système d'aspersion de l'enceinte de confinement et le système de refroidissement d'urgence du cœur. La **Figure 3** illustre l'aménagement typique d'un bâtiment de réacteur pour une centrale CANDU 6.

## 2.2 Bâtiments et structures, suite

Le complexe du bâtiment des turbines comprend, outre le bâtiment des turbines, une batterie de secours et un bâtiment de service auxiliaire. La structure principale fait environ 96 m de longueur, 61 m de largeur, 38 m de hauteur par rapport à sa base et 23 m de hauteur depuis le sol. Dans le bâtiment de la turbine se trouvent le groupe turbines-génératrice, des salles de distribution électrique et un système d'alimentation d'air d'instruments. Le bâtiment de service auxiliaire, quant à lui, comprend une installation qui produit de l'eau déminéralisée d'appoint pour différents systèmes ainsi que deux génératrices de secours à moteur diesel et une chaudière auxiliaire.

Des panneaux de protection contre la surpression permettent de prévenir la destruction des murs internes et externes si un tuyau contenant de l'eau ou de la vapeur à haute pression se brisait. Vingt-trois (23) d'entre eux se trouvent sous l'étage de service et sont orientés vers le sud. Quarante-trois (43) autres sont situés au-dessus de l'étage de service et sont orientés vers le nord, l'ouest ou le sud.

Un mur et des portes de protection minimisent les chances d'une fuite de vapeur dans le bâtiment de service dans l'éventualité qu'une conduite de vapeur principale fasse défaut dans le bâtiment de la turbine, ce qui pourrait compromettre la salle de commande principale et les voies d'évacuation.

Le bâtiment de service peut accueillir deux groupes réacteur semblables et comprend des zones de service qui seraient partagées avec les autres groupes, comme la salle de commande principale, le vestiaire, les entrepôts, les ateliers, les laboratoires et les zones qui sont répétées dans chaque groupe. Ces dernières contiennent de l'équipement et des systèmes directement associés à l'exploitation du réacteur, comme des bassins de stockage du combustible irradié, des systèmes de refroidissement et de purification des bassins de stockage du combustible irradié, un système de refroidissement des boucliers, un système de purification du modérateur et un système de refroidissement d'urgence du cœur du réacteur.

## 2.3 Systèmes et fonctions

### 2.3.1 Cœur du réacteur

Le réacteur contient une cuve de calandre cylindrique de 380 canaux de combustible ainsi qu'un ensemble de dispositifs de contrôle de la réactivité. La cuve de calandre est positionnée de façon à ce que l'axe longitudinal du cylindre soit à l'horizontale. Les canaux de combustible pénètrent donc horizontalement la cuve de calandre et sont disposés selon un plan carré visible depuis chaque extrémité du réacteur. Le canal de combustible comprend un tube de calandre (qui fait partie de la cuve de calandre), un tube de force (qui contient le combustible) et le combustible lui-même. L'espace qui sépare le tube de cuve et le tube de force porte le nom d'espace annulaire, et il est rempli de dioxyde de carbone. Il est maintenu en place par des bagues d'espacement situées le long du canal. Ce circuit de gaz annulaire permet de déceler la moindre fuite du tube de force afin qu'on puisse prendre les mesures nécessaires pour fermer la centrale et dépressuriser le système avant qu'une rupture ne survienne.

## 2.3.1 Cœur du réacteur, suite

Les boucliers d'extrémité, éléments essentiels de la cuve de calandre, protègent chaque extrémité du réacteur afin que le personnel puisse avoir accès aux salles de chargement du combustible quand le réacteur est en état d'arrêt. La plaque tubulaire contenant l'eau lourde forme le bouclier d'extrémité du modérateur, et la plaque tubulaire côté calandre forme aussi la plaque tubulaire de l'appareil de chargement du combustible. Les canaux de combustible pénètrent les boucliers d'extrémité, ces derniers leur servant de support.

La calandre est protégée par une enceinte de réacteur en béton à parois d'acier remplie d'eau ordinaire. Cette eau sert de protection supplémentaire et maintient l'enveloppe de la calandre à une température sensiblement constante.

## 2.3.2 Systèmes fonctionnels du réacteur

### 2.3.2.1 Circuit caloporteur primaire

Le circuit caloporteur transporte l'eau lourde sous pression dans les canaux de combustible pour éliminer la chaleur produite dans le combustible. Cette chaleur est transmise à l'eau ordinaire des chaudières situées à l'intérieur du bâtiment du réacteur. Maintenu à de bas niveaux de température et de pression, l'eau ordinaire produit ensuite la vapeur nécessaire à l'activation du groupe turbine-génératrice. Quand on met le réacteur en arrêt, on emploie le circuit de refroidissement à l'arrêt et le circuit caloporteur primaire pour évacuer la chaleur de désintégration du combustible.

Le circuit caloporteur comprend quatre pompes de circulation, quatre collecteurs d'eau froide et quatre collecteurs de sortie, des conduites d'alimentation entrant et sortant de chaque canal de combustible, le côté principal des chaudières et un pressuriseur qui contrôle la pression du circuit. Un circuit d'alimentation et de purge contrôle quant à lui l'inventaire. De plus, des appareils surveillent de près la composition chimique de l'eau afin de prévenir l'accumulation de matières corrosives actives. Il veille aussi à minimiser les fuites d'eau lourde dans le système et à recueillir l'eau lourde sous forme de liquide ou de vapeur qui parvient à s'échapper. Des vannes de décharge de liquide servent également de protection contre la surpression.

Si l'une des boucles devait se briser dans le circuit caloporteur primaire et empêcher l'alimentation en eau de refroidissement, le système de refroidissement d'urgence du cœur du réacteur (consulter la section 2.3.54) prendrait le relais afin que le combustible ne se réchauffe pas.

En cas de panne complète de la centrale, et si toutes les autres sources d'eau d'appoint n'étaient pas disponibles, l'eau d'une source portative externe pourrait être injectée dans le circuit caloporteur primaire après une dépressurisation du système et servir de source froide au combustible qui se trouve dans les canaux.

Si le refroidissement des joints d'étanchéité des pompes du système caloporteur principal devait s'interrompre entièrement pour quelque raison que ce soit, les pompes seraient automatiquement déclenchées grâce à un système de détection des températures élevées dans les paliers de butée supérieurs.

### 2.3.2.2 Système du modérateur

Le système du modérateur est lui aussi directement relié au réacteur. Le modérateur (eau lourde) de la cuve de calandre, qui circule autour des canaux de combustible, est essentiel au processus de fission puisqu'il permet de ralentir les neutrons issus de la fission afin qu'ils correspondent à la gamme d'énergie thermique favorisant une plus grande probabilité de fissions supplémentaires. En temps normal, le système du modérateur élimine la chaleur produite dans la calandre. En cas d'urgence, il pourrait faire office de source froide capable de limiter l'ampleur des dommages au cœur.

Le système de gaz de couverture se trouve dans les conduites de décharge de pression, au-dessus du modérateur. Il assure un réglage de pression normal dans la calandre et limite la concentration de deutérium dans les conduites de décharge de pression. La pression du gaz de couverture aide également à assurer un refroidissement adéquat de l'eau du modérateur.

Si un accident important devait arriver, un modérateur d'appoint pourrait être injecté dans le système grâce à une prise d'eau reliée à une source d'eau portative externe.

### 2.3.2.3 Circuit de refroidissement à l'arrêt

Le circuit de refroidissement à l'arrêt est relié au combustible, duquel il élimine la chaleur lorsque le réacteur est en arrêt. En période d'arrêt normale, l'activation du circuit de refroidissement permet aux travailleurs d'effectuer les tâches d'entretien sur les pompes de caloportage et les chaudières. En cas d'accident ou lors d'un arrêt anormal, le circuit de refroidissement à l'arrêt peut servir de source froide d'appoint.

### 2.3.2.4 Système de refroidissement des boucliers

Les boucliers d'extrémité sont des enveloppes horizontales et cylindriques fermées à chaque extrémité par des plaques tubulaires. Sur la paroi horizontale, 380 tubes disposés selon un plan carré les recouvrent. Ils contiennent des billes d'acier et de l'eau ordinaire déminéralisée qui jouent le rôle de bouclier biologique. Le système de refroidissement des boucliers sert à transporter, rafraîchir et purifier l'eau qui sert de bouclier biologique dans le bouclier caisson (voûte de calandre) et les deux boucliers d'extrémité. Celui de la centrale nucléaire de Point Lepreau est directement lié à la voûte de calandre. Sa conception permet d'alléger la surpression lors des accidents concevables et de servir de source d'eau externe grâce au système de voûte de calandre d'appoint. Le circuit de refroidissement à l'arrêt comprend deux ensembles de pompes et thermoéchangeurs, soit un à chaque extrémité du réacteur.

### 2.3.3 **Contrôle de la centrale**

La centrale nucléaire de Point Lepreau maintient un rendement hors pair en matière de production d'électricité et d'exploitation sûre, notamment grâce à son excellente conception, à ses stratégies d'exploitation prudentes et surtout à ses systèmes de contrôle automatisés.

Dans cette section sont décrits l'instrumentation, les principes de contrôle, la conception et l'équipement de la centrale nucléaire de Point Lepreau.

La centrale est automatisée de façon à minimiser le nombre de tâches à effectuer dans tous les stades de l'exploitation. Le double système informatique redondant est la pièce maîtresse des systèmes d'instrumentation et de contrôle. Toutes les boucles de contrôle principales se servent des deux ordinateurs comme système de commande numérique directe, créant ainsi un système hautement fiable et redondant qui est à la fois puissant et souple. Les instruments de contrôle analogique conventionnels servent quant à eux aux boucles locales de plus petite envergure.

Le premier principe du contrôle de la centrale est de favoriser une exploitation sûre et efficace, de préserver la santé des travailleurs et du public et de produire un rendement adéquat pour satisfaire à l'investissement économique du propriétaire. C'est pourquoi l'exploitation doit correspondre à certains paramètres de conception et respecter des limites réglementaires.

#### 2.3.3.1 Principe de la séparation en deux groupes

La centrale nucléaire de Point Lepreau est séparée en groupes afin d'assurer une protection approfondie et minimiser les éventuelles conséquences de situations qui pourraient causer des dommages considérables. Chaque groupe est muni de l'équipement nécessaire pour mettre le réacteur en arrêt, éliminer la chaleur de désintégration et surveiller l'état du réacteur. Les systèmes des groupes 1 et 2 sont physiquement séparés. Les groupes de systèmes de sûreté sont illustrés dans le tableau 1.

### 2.3.3.2 Salle de commande principale

Dans la salle de commande principale se trouvent les panneaux de commande, les systèmes communs de la centrale et les panneaux de services électriques, un bureau, deux imprimantes et un pupitre de commande de manutention du combustible.

Puisque la salle de commande principale est assez grande pour empêcher le sentiment de claustrophobie et permettre une circulation fluide entre les panneaux de contrôle, l'opérateur jouit d'un milieu de travail agréable.

La conception de l'instrumentation et l'aménagement de cette salle sont fondés sur le principe selon lequel assez d'information devrait être affichée pour que l'unité puisse être contrôlée en toute sécurité depuis la salle de commande principale. Pour ce faire, tous les indicateurs et dispositifs de commande essentiels à l'exploitation (démarrage, arrêt et exploitation ordinaire) sont situés sur les panneaux de la salle de commande principale, tout comme les dispositifs de commande de tout système exigeant un contrôle dans les 15 minutes suivant une alarme. Pour les systèmes qui n'exigent pas un contrôle aussi rapide, la commande se fait localement.

L'opérateur a accès à la majorité de l'information dans le système informatique de la centrale. Toutefois, la salle de commande comprend aussi un système d'affichage, des indications d'alarme et un système indicateur des variables de la centrale conventionnels et adéquats qui transmettent les données de la centrale afin que cette dernière fonctionne correctement même si le réacteur est en état d'arrêt et que les deux ordinateurs sont en panne.

### 2.3.3.3 Salle de commande auxiliaire

Si la salle de commande principale est inhabitable ou indisponible pour quelque raison que ce soit (par exemple à cause de la présence de fumée, d'un événement sismique, d'un incendie ou de vapeurs toxiques), une salle de commande auxiliaire séparée donne accès à une instrumentation de commande et un affichage adéquat qui permettent de surveiller la centrale, la mettre en arrêt et la maintenir dans un état d'arrêt stable, notamment en assurant un refroidissement adéquat du combustible.

Cette salle de commande auxiliaire devait d'abord servir en cas d'évènement sismique catastrophique qui rendrait la salle de commande principale et tous ses équipements indisponibles. Par conséquent, tout l'équipement de la salle de commande auxiliaire et tout l'équipement que l'on commande depuis cette dernière sont conçus pour résister aux séismes. De plus, deux passages résistants aux séismes (éclairage, équipement ancré, etc.) permettent aux opérateurs de se rendre de la salle de commande principale à la salle de commande auxiliaire. Toujours selon le principe de la séparation en deux groupes, la salle de commande auxiliaire comprend tout l'équipement du groupe 2. Elle contient aussi des commandes résistant aux séismes pour le système de refroidissement d'urgence du cœur du réacteur, un système du groupe 1.

De surcroît, un opérateur se trouve dans la salle de commande auxiliaire en tout temps, car le circuit caloporteur primaire contient des liquides de plus de 100 °C. L'opérateur peut donc rapidement prendre les mesures nécessaires pour commander le réacteur si la salle de commande principale devient inhabitable à cause d'une défaillance dans la conduite de vapeur principale.

#### 2.3.3.4 Contrôle informatique global de la centrale

Les opérateurs emploient des ordinateurs numériques pour assurer l'exploitation de la centrale, les indications d'alarme et l'affichage de données. Ils se servent également d'un contrôle numérique direct pour des fonctions comme le réglage de la puissance du réacteur, la pression et l'inventaire du circuit caloporteur, la pression et le niveau des chaudières, la température du modérateur et le fonctionnement de l'appareil de chargement du combustible. Le système est composé de deux ordinateurs numériques indépendants pratiquement identiques : le DCCX et le DCCY. Chacun d'entre eux permet de contrôler la station en entier. En cas de défaillance ou de panne d'un des systèmes, le contrôle est transféré au second ordinateur. Ce double système informatique assure une très grande fiabilité au contrôle de la centrale.

Les deux ordinateurs sont dotés de toutes les fonctions essentielles à l'exploitation de la centrale. Voici quelques exemples de fonctions courantes des deux systèmes :

Commande de la puissance du réacteur, dont des fonctions de protection pour les reculs rapides de puissance (recul rapide de la puissance à l'aide d'absorbeurs de contrôle mécaniques) et les baisses contrôlées de puissance (recul de puissance plus lent à l'aide d'absorbeurs de contrôle mécaniques ou du système de contrôle de zone liquide pour le contrôle spatial);

- Réglage des charges de la centrale;
- Réglage de la pression des chaudières;
- Réglage du niveau des chaudières;
- Réglage de la pression et de l'inventaire du circuit caloporteur;
- Réglage de la température du modérateur;
- Indications d'alarme;
- Affichage des données sur les écrans.

D'autres fonctions, non essentielles à l'exploitation de la centrale, ne sont présentes que sur un ordinateur, par exemple les commandes de l'appareil de chargement du combustible.

### 2.3.4 Équilibre des systèmes fonctionnels de la centrale

#### 2.3.4.1 Génératrices de vapeur

Le circuit caloporteur primaire sert principalement à transporter la chaleur créée dans les canaux de combustible jusqu'aux génératrices de vapeur (aussi connues sous le nom de chaudières). Ces génératrices de vapeur ont pour mission de transférer la chaleur et de faire bouillir l'eau ordinaire du côté auxiliaire. La vapeur ainsi produite pousse les groupes turbine-génératrice à transformer l'énergie thermique en énergie électrique. Après être passée dans la turbine, la vapeur se condense. Ensuite, le condensat circule dans le système d'eau d'alimentation pour revenir aux génératrices de vapeur et le cycle se poursuit.

Si les sources d'eau techniques habituelles ou d'appoint étaient coupées et qu'on ne pouvait maintenir la génératrice de vapeur dans son état habituel, on pourrait faire appel aux raccords pour y injecter de l'eau à partir de sources d'eau portatives externes.

#### 2.3.4.2 Système de vapeur et décharge de vapeur

Le système de vapeur sert essentiellement à transporter la vapeur créée dans les chaudières jusqu'à la turbine, où l'énergie thermique sera transformée en énergie mécanique. Le système de décharge de vapeur protège les génératrices de vapeur de la surpression et permet également de rapidement refroidir le circuit caloporteur primaire au besoin.

Les quatre conduites de vapeur principales sont dotées de vannes de décharge de la vapeur dans l'air ambiant, dont la capacité totale s'élève à 10 % du débit de vapeur principal. Elles sont également munies de 16 soupapes de sûreté de vapeur principales, soit une capacité installée de 115 % du débit de vapeur principal. De surcroît, 10 vannes de dérivation au condenseur, d'une capacité totale de 100 % du débit de vapeur principal, sont reliées aux conduites de rejet de vapeur du condenseur qui contournent la turbine. Ces vannes ont les fonctions suivantes :

- (a) système de dérivation de la turbine qui prévient l'empoisonnement en libérant de la vapeur dans le condenseur principal quand la turbine se déclenche;
- (b) appui au réglage de la pression des génératrices de vapeur.

#### 2.3.4.3 Circuit d'alimentation en eau

Le circuit d'alimentation en eau sert à fournir un débit d'eau d'alimentation aux chaudières et de maintenir le niveau d'eau requis dans les génératrices de vapeur. La vapeur qui sort des génératrices de vapeur est transmise au groupe turbine-génératrice. Ensuite, l'eau froide du circuit de refroidissement du condenseur la fait condenser, et ce condensat est renvoyé dans les génératrices de vapeur par les pompes d'eau d'alimentation principales, où il sera bouilli.

Si aucune des pompes d'eau d'alimentation principales n'était en état de marche, on pourrait diminuer la puissance du réacteur et pomper de l'eau d'alimentation du dégazeur jusqu'aux chaudières grâce aux pompes d'eau d'alimentation auxiliaires électriques et à vapeur.

#### 2.3.4.4 Système auxiliaire de détection des fuites dans la tuyauterie

Le système auxiliaire de détection des fuites dans la tuyauterie fournit une protection supplémentaire à la salle de commande principale contre les éventuelles répercussions d'une rupture de conduite. Cette protection s'effectue en surveillant des portions des conduites de vapeur, d'eau d'alimentation et de drainage du réchauffeur pour détecter les petites fuites. Le cas échéant, on alerte le personnel de la centrale pour éviter que la situation ne dégénère en défaillance de tuyauterie grave.

## 2.3.5 Systèmes de sûreté

### 2.3.5.1 Principes de dimensionnement

La centrale est dotée de systèmes de sûreté particuliers qui veillent à protéger, dans la mesure du possible, les différentes barrières qui préviennent le rejet de matières radioactives du site lors d'un évènement hypothétique où les systèmes de commande ordinaires ne pourraient répondre adéquatement aux perturbations importantes.

Les systèmes de sûreté ont trois fonctions essentielles :

- Détecter l'évènement et mettre le réacteur en arrêt de façon automatique.
- Veiller à ce que le combustible ne se réchauffe pas.
- Restreindre le rejet de matières radioactives dans l'environnement.

### 2.3.5.2 Système d'arrêt d'urgence n° 1

Le système d'arrêt d'urgence n° 1 a pour fonction de mettre le réacteur en arrêt de façon rapide et automatique et de prévenir la défaillance du circuit caloporteur primaire en cas de surpression, de température excessive du combustible ou d'endommagement du combustible. Il peut maintenir le réacteur dans un état de sous-criticité adéquat pendant une période indéterminée ou pendant une période assez longue pour mettre en place des mesures qui appuieront le système d'arrêt de protection de façon fiable. Le système d'arrêt d'urgence n° 1 comprend 28 barres d'arrêt en cadmium, et il est le premier moyen de mettre le réacteur en arrêt quand certains paramètres dépassent les limites acceptables.

### 2.3.5.3 Système d'arrêt d'urgence n° 2

Tout comme le système d'arrêt d'urgence n° 1, le système d'arrêt d'urgence n° 2 est conçu pour arrêter le réacteur de façon rapide et automatique lorsque certains évènements surviennent. Il fonctionne en injectant une solution de nitrate de gadolinium à haute pression dans le modérateur afin de rapidement mettre le modérateur en état de sous-criticité et d'arrêt.

### 2.3.5.4 Système de refroidissement d'urgence du cœur du réacteur

En cas de bris dans le circuit caloporteur primaire, s'il y a une perte de liquide de caloporteur, le système de refroidissement d'urgence du cœur du réacteur fournira le circuit en eau ordinaire de basse température pour refroidir le combustible et l'inventaire d'appoint. Dans certaines situations d'arrêt de la centrale, le système de refroidissement d'urgence du cœur du réacteur peut servir de source froide si déclenché manuellement. Il n'est pas en état de marche en temps normal, mais plutôt en mode d'attente.

### 2.3.5.5 Systèmes de confinement

La structure de confinement est un bâtiment ou un revêtement de béton qui protège le réacteur et d'autres équipements qui contiennent des matières radioactives. Elle sert à prévenir ou à restreindre le rejet de matières radioactives dans l'environnement.

Le bâtiment de confinement ne peut être complètement étanche dans les conditions d'exploitations normales, car il existe des exigences en matière de fluides de procédé, de ventilation du bâtiment et d'accès du personnel et des matériaux pour les essais, l'entretien, l'inspection, le chargement du combustible et les activités de soutien à l'exploitation. Par conséquent, un certain nombre de sous-systèmes sont requis pour avoir accès au bâtiment et automatiquement isoler ce dernier des pénétrations dans l'enceinte pour répondre aux besoins énoncés ci-dessus. Ces sous-systèmes comprennent notamment un système d'isolation automatique, un système d'aspersion, des sas d'accès, un mécanisme de transfert du combustible, des panneaux de contrôle de l'atmosphère et des refroidisseurs d'air locaux. La **Figure 4** illustre un diagramme simplifié de l'enceinte de confinement.

Le bâtiment de confinement a deux fonctions principales :

- Protéger le réacteur et les autres équipements qu'il contient de l'environnement externe;
- Protéger l'environnement externe (dont le public) des rayonnements confinés en son enceinte.

La protection de l'environnement externe et du public se fait grâce à une logique qui ferme automatiquement les vannes d'isolation du confinement si la pression du bâtiment du réacteur dépasse une certaine limite ou si l'on détecte des rayonnements dans le système de ventilation ou dans les canaux de récupération de la vapeur. En conditions d'accident, le système d'aspersion et les refroidisseurs d'air contribuent au contrôle de confinement de la pression.

Lors de la réfection de la centrale, on a augmenté la capacité de réduction de la pression en installant un circuit de ventilation et de filtrage du confinement qui offre une protection supplémentaire à l'intégrité structurale dans l'éventualité très improbable d'un accident grave. Ce circuit est doté de filtres particuliers qui permettent de dépressuriser le bâtiment tout en minimisant les rejets de matières radioactives. On a également installé des recombineurs autocatalytiques passifs pour remédier à l'éventuelle production d'hydrogène après un accident.

## 2.3.6 Systèmes de support en matière de sûreté

### 2.3.6.1 Système d'alimentation d'eau d'urgence

Le système d'alimentation d'eau d'urgence assure une quantité d'eau suffisante pour une source froide adéquate qui peut éliminer la chaleur de désintégration sans compter sur les circuits de refroidissement de l'eau ordinaires. Puisqu'il est résistant aux séismes, il a une capacité d'élimination de la chaleur à long terme. Il comprend deux pompes électriques à moteur principales qui alimentent son système de distribution grâce à un réservoir hors site.

Un sous-système d'alimentation d'eau d'urgence, qui porte aussi le nom de système d'eau d'appoint des chaudières, injecte de l'eau sous gravité du réservoir d'aspersion aux chaudières dans certaines conditions précises. Par la suite, des pompes d'alimentation en eau d'urgence peuvent elles aussi fournir de l'eau. Une alimentation adéquate pour l'inventaire de la chaudière permet de veiller à ce que le thermosiphon conserve son efficacité pour la boucle du circuit caloporteur primaire donc l'intégrité est intacte.

Les pompes d'alimentation en eau d'urgence sont situées dans une station de pompage à environ 210 m du bâtiment du réacteur. Elles puisent leur eau du réservoir d'eau douce qui est situé sur le site, mais séparé et éloigné de la structure de prise d'eau pour l'alimentation en eau de refroidissement ordinaire. Ce réservoir est également doté d'une connexion de secours au système de protection d'incendie et d'une connexion d'appoint au réservoir Hanson Stream depuis la fosse d'aspiration de la pompe.

Généralement, le système d'alimentation électrique d'urgence, formé de deux groupes de génératrice à moteur diesel fixes, alimente les pompes. Toutefois, si l'alimentation électrique d'urgence ne fonctionne pas, il est possible d'alimenter les pompes grâce à une génératrice à moteur diesel portative qui sera rendue accessible au besoin. Si les pompes d'alimentation en eau d'urgence ne fonctionnent pas pour quelque raison que ce soit, il existe un raccord dans la station de pompage qui peut puiser de l'eau grâce à une pompe portable à moteur diesel, également rendue accessible au besoin.

### 2.3.6.2 Alimentation électrique d'urgence

Le système d'alimentation électrique d'urgence joue le rôle de source auxiliaire d'électricité pour certains systèmes et de l'instrumentation de sûreté et de support en matière de sûreté quand la source habituelle ne peut être utilisée.

Le système d'alimentation électrique d'urgence comprend deux sources d'alimentation électrique redondantes, indépendantes et résistantes aux séismes. Chacune d'entre elles est formée d'un groupe de génératrice à moteur diesel de 4,16 kV et de son appareillage de connexion, suivant les besoins de distribution de haute tension aux charges adéquates.

S'il advenait que les génératrices à moteur diesel pour l'alimentation électrique d'urgence ne puissent pas être utilisées pour quelque raison que ce soit, des raccords ont été installés pour fournir de l'électricité d'une génératrice à moteur diesel portatif qui sera rendue accessible au besoin. L'appareil portatif peut réalimenter les pompes de refroidissement d'urgence du cœur du réacteur, mais il peut alimenter les vannes motorisées principales et faire en sorte que la centrale soit refroidie et contrôlée dans un état stable.

## 2.3.7 Autres systèmes de support

### 2.3.7.1 Systèmes électriques

Le système électrique de la centrale nucléaire de Point Lepreau est semblable à celui de toute grande centrale électrique, mais il est adapté pour répondre aux exigences de fiabilité améliorées pour les systèmes électriques nucléaires, notamment en matière d'équipement de soutien pour l'élimination de la chaleur de désintégration quand la centrale est en état d'arrêt. Par conséquent, l'aménagement des barres omnibus est plus sélectif et il y a davantage d'équipement redondant ou en réserve. Il existe quatre catégories d'alimentation distinctes (IV, III, II et I), chacune dotée d'un système d'alimentation électrique de secours (consulter la section 2.3.6.2) et assurant une fiabilité optimale.

La centrale compte sur l'alimentation de catégorie IV comme principale source électrique. Ce courant provient entre autres du réseau de distribution d'électricité provincial et des transformateurs de la centrale. La catégorie III est le circuit d'alimentation de secours de la catégorie IV, et comprend deux génératrices d'appoint ainsi qu'un troisième appareil d'appoint déjà installé. La catégorie II est un circuit de courant alternatif chargé d'alimenter les systèmes de contrôle et de surveillance. Elle est elle-même alimentée par la catégorie I grâce à des redresseurs. Enfin, la catégorie I est un circuit d'alimentation en courant continu relié aux systèmes de contrôle et de surveillance. Elle est également munie de batteries de secours.

Les deux génératrices de secours qui se trouvent dans le bâtiment de service auxiliaire sont aussi alimentées en eau au cas où il y aurait un incendie et que les sources de refroidissement habituelles ne fonctionneraient pas. La génératrice de secours d'appoint (c.-à.-d. la troisième génératrice de secours) est installée à l'extérieur du bâtiment de service auxiliaire, dans son propre complexe.

### 2.3.7.2 Systèmes d'eau de service

Les systèmes d'eau de service fournissent de l'eau de refroidissement pour différentes charges. À la centrale nucléaire de Point Lepreau, ils se divisent ainsi :

- Système d'eau de refroidissement du condenseur : ce système fournit l'eau de mer de refroidissement qui alimente le condenseur de la turbine à vapeur (consulter la section 2.3.4.3). La station de pompage est munie d'écrans mobiles et d'un système de lavage des cribles pour qu'aucun débris de grande taille ne vienne bloquer la prise d'eau. S'il advenait qu'un joint de dilatation se brise dans le bâtiment de la turbine, la logique d'inondation se déclencherait pour isoler le système d'eau de refroidissement du condenseur et prévenir l'infiltration d'eau de mer.
- Système d'eau brute de service : le système d'eau brute de service fournit de l'eau de mer à tous les thermoéchangeurs de recirculation de l'eau de refroidissement situés dans le sous-sol du bâtiment de la turbine. Il fournit également de l'eau aux thermoéchangeurs du bâtiment de la turbine (thermoéchangeurs d'huile lubrifiante, d'huile d'étanchéité, du système d'extraction d'air, de la recirculation de l'eau de refroidissement auxiliaire de la turbine et de la chambre de mélange d'évacuation des chaudières) qui se trouvent aussi dans le sous-sol du bâtiment de la turbine. Ces systèmes ne sont toutefois pas considérés comme des fonctions de sûreté dans l'EPS. Toute défaillance de l'enveloppe sous pression dans le système d'eau brute de service activera la logique d'inondation du bâtiment afin d'isoler le bâtiment de l'infiltration d'eau de mer.
- Système de recirculation de l'eau de refroidissement : le système de recirculation de l'eau de refroidissement est un circuit fermé d'eau déminéralisée et traitée qui refroidit tous les équipements auxquels l'eau salée ne convient pas.
- Système de recirculation de l'eau de refroidissement auxiliaire de la turbine : le système de recirculation de l'eau de refroidissement auxiliaire de la turbine est lui aussi un circuit fermé d'eau déminéralisée et traitée. Le système refroidit divers équipements liés aux turbines auxquels ni l'eau de mer ni la haute pression du système de recirculation de l'eau de refroidissement ordinaire ne conviennent. Il répond notamment aux besoins des refroidisseurs d'hydrogène, d'eau de stator et de fluides difficilement inflammables et refroidit les bagues de butée des principales pompes de condensat et pompes de drainage du réchauffeur. Ce système n'est pas considéré comme une fonction de sûreté dans l'EPS.

### 2.3.7.2 Systèmes d'eau de service, suite

- Système de refroidissement des compresseurs d'air d'instruments : le système de refroidissement des compresseurs d'air d'instruments est un système à circuit fermé. Il a pour fonction de fournir de l'eau de refroidissement à basse pression aux refroidisseurs de compresseurs d'air des instruments. Sa conception lui permet de transférer 0,4 MW de chaleur des thermoéchangeurs de refroidissement de compresseurs d'air d'instruments dans des conditions d'exploitation normales. En effet, la chaleur est transférée du système de refroidissement des compresseurs d'air d'instruments au circuit de recirculation de l'eau de refroidissement grâce aux thermoéchangeurs.
- Système d'eau déminéralisée. Ce système joue le rôle de source d'eau déminéralisée grâce au traitement de l'eau douce tirée du réservoir Hanson Stream. Son eau a une composition chimique contrôlée, et elle sert principalement aux appareils susceptibles à la corrosion.
- Système d'eau domestique. Ce système est conçu pour approvisionner la centrale en eau chaude et froide traitée. Généralement, il répond aux besoins du bâtiment administratif; du complexe de simulation, de formation, de bureaux et de renseignements; des entrepôts de construction; des salles de bains; de la buanderie; des postes d'urgence pour le lavage des yeux et des douches d'urgence.

#### 2.3.7.3 Système d'alimentation en air des instruments

Le système d'alimentation en air des instruments est un système de support qui fournit de l'air comprimé. Ce dernier sert à fonctions d'exploitation, comme le contrôle des vannes de commande et le gonflage des joints de sas. Au besoin, l'alimentation de certaines de ces fonctions principales peut être assurée par du gaz comprimé en bonbonne. On veille ainsi à ce qu'il n'y ait aucune interruption en cas de défaillance du système d'alimentation ordinaire.

### 2.3.8 Bassins de stockage du combustible épuisé

Les bassins de stockage du combustible épuisé sont situés près du bâtiment du réacteur pour minimiser la distance du transfert de combustible épuisé. Des grues sont utilisées dans les deux bassins de stockage du combustible épuisé pour déplacer le combustible et il est possible d'avoir accès à certaines portions du bassin de réception au moyen de la salle de pont roulant (capacité de 100 tonnes) du bâtiment de service. Le complexe des bassins de stockage du combustible épuisé est divisé en deux :

- Bassin de réception (y compris l'endroit de chargement des châteaux)
- Principal bassin de stockage

Ces endroits sont entièrement séparés par un réducteur de débit souterrain et des murs séparatifs pour assurer la séparation atmosphérique.

### 2.3.8 Bassins de stockage du combustible épuisé, suite

La zone de stockage du bassin détient une capacité suffisante pour accumuler du combustible pendant 10 ans et stocker temporairement un cœur complet de réacteur du combustible. Un autre emplacement de stockage de combustible épuisé d'une capacité de durée supérieure à 10 ans a été prévu sous la forme de cartouches en béton armé à la phase II de l'installation de gestion des déchets radioactifs solides.

Le bassin de réception et l'endroit de chargement des châteaux de transport sont situés à l'arrière du principal bassin de stockage dans la portion de la salle de pont roulant du bâtiment de service. Le combustible épuisé est acheminé vers le bassin de réception par un tunnel de transfert. À ce point, tout combustible défectueux qui a été mis dans un cylindre scellé dans le bâtiment du réacteur est placé en stockage temporaire. Le reste du combustible est transféré directement au principal bassin pour y être stocké. L'endroit de chargement des châteaux de transport permet le chargement sous-marin de combustible épuisé dans des flacons d'expédition aux fins de transfert à d'autres sites.

Le bassin de combustible épuisé se trouve dans un réservoir en béton armé. La surface intérieure des murs du bassin est doublée d'un revêtement époxy renforcé en fibre de verre blanc, à l'exception du plancher et de la partie située jusqu'à 0,5 m de hauteur des murs, lesquels sont couverts d'une doublure en acier inoxydable. Le bassin est également doté d'un système de drainage sous-terrain.

Il y a essentiellement deux systèmes de refroidissement et de purification séparés, mais interconnectables : un système sert au principal bassin de stockage et l'autre, aux bassins de retour et de réception du combustible épuisé. Le système du bassin de stockage est surtout conçu pour éliminer la chaleur de désintégration. Pour ce qui des autres bassins, l'élimination de la radioactivité dicte le débit dans le système. La conception a pour but d'assurer la flexibilité opérationnelle nécessaire pour satisfaire aux demandes de purification variée sans avoir à composer avec un dédoublement d'équipement inutile.

La chaleur de désintégration découlant du combustible épuisé dans le bassin de stockage est éliminée en circulant de nouveau l'eau du bassin par l'échangeur thermique. Le débit du bassin provient des récupérateurs à la surface de l'eau du bassin. Une fraction de ce débit passe par un filtre puis par les échangeurs d'ion.

Le débit des bassins de retour et de réception du combustible, qui provient aussi des récupérateurs, passe normalement par l'échangeur thermique. Le débit de récupération passe par un filtre, puis par un échangeur d'ion avant de retourner dans la zone de remplissage du château du bassin de réception. La conception a pour but de maintenir un débit d'eau positif dans le bassin de retour du combustible.

Les sorties du bassin de combustible sont situées près de la surface de l'eau pour prévenir le drainage du bassin dans l'éventualité d'une rupture des tuyaux. La tuyauterie des sorties du bassin de combustible près du fond des bassins est acheminée directement vers la surface à l'extérieur des bassins. Elle est munie de gardes de siphon pour éviter le siphonnage de l'eau du bassin si jamais une rupture de tuyaux se produisait.

## 3.0 Composer avec des accidents hors dimensionnement

### 3.1 Introduction

Les accidents de dimensionnement sont des incidents qui ne sont pas censés se produire pendant la durée de vie de la centrale nucléaire de Point Lepreau, mais qui conformément aux principes de défense en profondeur, sont intégrés dans la conception originale de la centrale. Les accidents hors dimensionnement (AHD) sont des incidents qui sont peu susceptibles de se produire, mais qui sont plus graves que les accidents de dimensionnement et pourraient mener à de sérieux accidents associés à d'importants dommages au cœur, à des défis d'intégrité de la barrière de confinement et, éventuellement, au rejet de matières radioactives. Les AHD ont seulement été considérés de façon très limitée dans la sûreté et le dimensionnement originaux de la centrale au moyen d'outils d'analyse connus sous le nom de matrices de conception de la sûreté. Cependant, étant donné que des leçons apprises d'accidents nucléaires ont été envisagées et abordées, le dimensionnement et la sûreté de la centrale ont évolué pour démontrer la capacité de résister à une très grande diversité d'accidents hors dimensionnement. Sur ce plan, l'EPS évalue les risques que se produisent des accidents de dimensionnement et hors dimensionnement, et les conséquences qui y sont associées.

En réponse à l'accident de la centrale Fukushima Daiichi à Honshu, au Japon, qui a été causé par le tremblement de terre du 11 mars 2011 à Tohoku, au Japon, et le tsunami subséquent, la CCSN a établi un groupe de travail pour examiner la sûreté des centrales canadiennes ainsi que la capacité de ces dernières à résister aux accidents hors dimensionnement. Le groupe de travail a fourni un rapport [3] contenant 13 recommandations pour améliorer la sûreté dans les centrales canadiennes. Le document portait sur ce qui suit en particulier :

- (a) la capacité des centrales canadiennes à résister à des risques externes comparables à ceux qui ont déclenché l'accident nucléaire à Fukushima Daiichi;
- (b) la préparation et les interventions en matière d'urgence au Canada;
- (c) l'efficacité du cadre de travail réglementaire de la CCSN;
- (d) la collaboration internationale.

À l'échelle nationale et internationale, on a mis un accent accru sur la capacité, l'analyse et la gestion d'accidents pour composer avec des risques et des accidents hors dimensionnement, et des améliorations ont été apportées pour améliorer la sûreté des installations nucléaires, ce qui a incité Énergie NB à prendre les mesures suivantes :

- une méthode et des modifications sur le plan de la conception ont été mises en œuvre à Point Lepreau pour limiter les scénarios d'accidents hors dimensionnement;
- des évaluations de risques externes ont été effectuées pour les risques auxquels le site est susceptible;
- une analyse d'accidents pertinente a été réalisée.

## 3.2 Principes pour les accidents hors dimensionnement

Les compagnies de services publics canadiennes ont conçu une série de principes, et se sont entendues à propos de ces derniers, pour guider leur réponse à l'accident de Fukushima Daiichi et pour rassurer la population. L'objectif consiste à éliminer presque tout potentiel de perturbation sociétale attribuable à un incident nucléaire grâce au maintien de multiples barrières adaptables à une grave progression d'incidents en appliquant les principes suivants :

- Les mesures et défenses feront surtout en sorte d'interrompre toute progression d'incidents avant qu'un accident grave se produise.
- De multiples barrières à la progression des incidents et de multiples moyens pour fournir de l'eau ou de l'électricité seront mis en œuvre afin d'assurer une protection adéquate.
- À titre de priorité primaire et préventive, des méthodes et des mesures seront mises sur pied pour entamer le refroidissement du système de transport de la chaleur et conserver le refroidissement du combustible.
- Des mesures pour maintenir l'intégrité de l'enceinte de confinement seront utilisées pour minimiser les rejets radioactifs.
- Un système de filtration servira à ventiler l'enceinte de confinement.
- Des systèmes, structures et composants seront confirmés pour survivre des conditions rares, mais crédibles, de risques externes.
- Le niveau des eaux du bassin d'entreposage du combustible irradié sera maintenu bien au-delà de la partie supérieure du combustible pour limiter des cas d'accident de champ de rayonnement élevé, la production d'hydrogène et toute dégradation possible du combustible.
- L'équipement d'atténuation des urgences sera robuste, immédiatement disponible et facile à utiliser dans les échéances requises, et présenteront une redondance adéquate.
- Les compagnies de services publics canadiennes adopteront une philosophie commune dans la prévention d'accidents hors dimensionnement.

L'industrie canadienne a réagi avec diligence et urgence pour comprendre et aborder les leçons apprises des événements de Fukushima Daiichi. La réaction a permis de fournir rapidement d'autres barrières physiques réelles à une probabilité très basse d'un accident à grandes répercussions comme celui qui s'est produit à Fukushima Daiichi, réduisant ainsi le risque d'effets négatifs sur la population et l'environnement.

Ces principes sont volontaires, mais reflètent néanmoins le désir sincère des participants de les appliquer, de déployer tous les efforts pour atteindre l'objectif général et d'agir de façon responsable lorsque des décisions sont prises à ce sujet. Énergie NB s'est engagée envers tous ses pairs de services publics canadiens à respecter les principes susmentionnés. Des modifications à la centrale pour composer avec un accident hors dimensionnement ou de graves conditions d'accident ont été mises sur pied en tenant compte de ces principes.

### 3.3 Principes de conception

Des procédés standard de la centrale nucléaire de Point Lepreau liés aux modifications de cette dernière ont été mis au point pour stipuler un degré élevé de rigueur et ainsi assurer la conformité avec le dimensionnement de la centrale. Lors de la mise au point de modifications liées à des conditions d'accident hors dimensionnement, des stratégies de rechange peuvent se révéler appropriées dans certains cas, pour autant que le dimensionnement original de la centrale soit préservé.

L'objectif principal consiste à s'assurer que les modifications entreprises pour gérer ou limiter les conditions d'accident hors dimensionnement :

- veillent à ce que la fonctionnalité de la centrale ne soit pas compromise dans des conditions de dimensionnement;
- fournissent la fonctionnalité requise avec grande confiance selon les conditions d'accidents hors dimensionnement anticipées.

En général, cette fonctionnalité permettra de prévenir ou de limiter d'importantes conséquences négatives, par exemple la dégradation du combustible ou des dommages au cœur et des rejets de matières radiologiques notables.

Comme le suggère l'objectif principal, Énergie NB a adopté une méthode équilibrée à la gestion de séquences d'évènements à grande incidence et basse fréquence qui ne sont pas intégrées dans le dimensionnement de la centrale et qui n'y cadrent pas. En raison de ce qui a été susmentionné, Énergie NB a installé un nombre de caractéristiques de conception pour s'assurer d'atteindre l'objectif cité et d'obtenir et de maintenir une capacité de réponse flexible pour prévenir ou limiter de graves conséquences d'un accident nucléaire hypothétique.

### 3.4 Caractéristiques de conception complémentaires

Voici une liste de caractéristiques de conception complémentaires ajoutées à la conception de la centrale nucléaire de Point Lepreau depuis 2008. Ces caractéristiques ont pour but de composer avec d'éventuels accidents hors dimensionnement ou de graves accidents :

- Système de ventilation de l'enceinte de confinement avec filtration d'urgence;
- Système de compensation de la voûte de calandre d'une source d'eau externe;
- Recombineurs d'hydrogène autocatalytiques passifs;
- Installation d'un système de modélisation et de surveillance de graves accidents;
- Mises à niveau sismiques de l'équipement clé pour améliorer la robustesse de la centrale à résister aux tremblements de terre d'une plus grande amplitude que prévu dans la conception originale;
- Installation de différents points de connexion pour permettre à l'eau d'être admise de sources d'eau externe pompée (c.-à-d. pompe ou camion d'incendie à moteur diesel tracté);
- Installation de différents points de connexion pour permettre la remotorisation de circuits barres bus essentiels dans l'éventualité d'une panne d'électricité complète de la centrale (c.-à-d. par l'entremise de générateurs électriques à moteur diesel tractés);
- Achat d'une pompe à eau portable ou d'une génératrice diesel portable;
- Installation d'un système de stockage et de distribution de carburant diesel sur les lieux pour l'équipement portable;
- Achat d'équipement auxiliaire, par exemple des tuyaux souples, une remorque de transfert de carburant et un véhicule d'enlèvement de débris afin que la voie soit libre pour le déploiement de pompes et de génératrices portables;
- Mesure et gestion améliorées des niveaux d'eau et contrôle de pression dans le bâtiment du réacteur;
- Installation d'une porte de style sous-marin dans l'endroit dans la pénétration intérieure de l'endroit où passe le personnel afin de pouvoir ajouter plus d'eau aux principaux systèmes et ainsi restaurer ou maintenir la source froide.

Les pompes et les génératrices tractées et tout équipement auxiliaire à l'appui sont considérés comme de l'équipement d'atténuation des urgences. Énergie NB réalise des exercices de routine pour s'assurer que l'équipement d'atténuation des urgences peut être déployé à l'intérieur des délais requis pour mettre fin à la progression des accidents et limiter toute autre conséquence.

## 4.0 Évaluations mises à jour des risques externes

### 4.1 Introduction

Comme mentionné dans la section 3.0 du présent document, les leçons apprises de l'accident de Fukushima Daiichi ont incité les organismes de réglementation du monde entier à demander aux exploitants de centrales nucléaires d'examiner de nouveau les risques externes auxquels leurs installations pourraient être susceptibles au moyen de méthodes ultramodernes et en fonction des connaissances actuelles. Au Canada, ces exigences et attentes ont été consignées dans le *Plan d'action intégré* de la Commission canadienne de sûreté nucléaire [4] sur les leçons apprises de l'accident de Fukushima Daiichi. Elles ont été adoptées par les compagnies de services publics au moyen de différentes mesures de suivi de Fukushima. La mesure de suivi 2.1.1, qui consiste à réévaluer les risques, et la mesure de suivi 2.1.2., qui a pour but d'évaluer l'incidence sur la protection de dimensionnement de la centrale et d'établir des plans et des horaires, s'il y a lieu, pour combler les lacunes, font partie des mesures de suivi liées à la réévaluation des risques externes. Voici les risques externes auxquels la centrale nucléaire de Point Lepreau pourrait être le plus susceptible et pour lesquels le plan d'action de Fukushima a requis spécifiquement une réévaluation :

- Risques sismiques (p. ex., des tremblements de terre)
- Risques de vents forts (p. ex., ouragans, cyclones extratropicaux, etc.)
- Risques de tsunamis

Ces sujets font l'objet d'autres discussions aux sections suivantes.

## 4.2 Évaluation des risques sismiques

### 4.2.1 Introduction

Cette évaluation a pour but de fournir une mise à jour des risques sismiques du site de Point Lepreau à la lumière de nombreuses études sur les risques géologiques et sismiques qui ont été effectuées sur la région du site depuis la réalisation des analyses du site dans les années 1970 et 1980. La méthode adoptée en était une qui visait à mener une étude probabiliste des risques sismiques propres au site pour caractériser les risques de mouvements du sol sur le site en matière d'accélération horizontale maximum du sol et d'accélérations des spectres de réponse à des fréquences de réponse structurales choisies et pour une diversité de probabilités de dépassement approprié pour l'évaluation de la sûreté sismique pendant la durée de la vie prévue de la centrale nucléaire de Point Lepreau.

L'étude probabiliste des risques sismiques comprenait la compilation du catalogue des tremblements de terre pour la région entourant le site ainsi que la détermination et la caractérisation de zones de sources sismiques régionales et de sources sismiques locales. Les résultats des études paléosismiques dans la région ont été incorporés dans la caractérisation des sources sismiques. Les modèles de mouvements du sol applicables aux conditions de roche dure du sud-est du Canada ont été sélectionnés au moyen de la plus récente littérature publiée

## 4.2.1 Introduction, suite

et de discussions avec des experts. Des analyses probabilistes de risques sismiques ont été réalisées pour déterminer l'accélération maximale du sol et les accélérations du spectre de réponse couvrant la gamme de fréquences d'importance à la conception et au rendement de la centrale nucléaire.

## 4.2.2 Cadre géologique et tectonique

Le fait de comprendre la géologie, la structure, le cadre tectonique et la sismicité d'une région facilite la détermination de sources sismiques possibles et offre un contexte pour la création de modèles tectoniques de déformation de la croûte terrestre qui peuvent être utilisés pour caractériser le potentiel sismique de structures géologiques et de zones de sources individuelles. La centrale nucléaire de Point Lepreau est située dans le nord de l'orogène des Appalaches, lequel s'étend du golfe du Saint-Laurent à l'océan Atlantique. Il s'agit d'une région qui a connu une histoire géologique et tectonique longue et complexe.

## 4.2.3 Sismicité

Dans le cadre de la présente étude, on a conçu un catalogue des tremblements de terre de sismicité de 1568 à 2011 pour la région entourant la centrale nucléaire de Point Lepreau. Le catalogue du Central and Eastern United States Seismic Source Characterization for Nuclear Facilities Project [5], lequel comprend les tremblements de terre de 1568 jusqu'à la fin de 2008, constitue la source primaire des données pour le catalogue du projet. Il est approprié pour ce projet parce qu'il englobe tous les catalogues continentaux, régionaux et locaux pertinents des tremblements de terre prédominants et historiques, et a été compilé dans le cadre d'une étude de niveau 3 [34] d'un principal comité d'analyse de risques sismiques. La préparation du catalogue a demandé une recherche exhaustive de la littérature sur des tremblements de terre précis, l'usage d'une magnitude de moment uniforme qui correspond aux modèles de mouvements du sol et le traitement officiel d'incertitudes en matière d'estimation de la magnitude de moment.

À l'ouest et au sud-ouest du site de Point Lepreau, on a reconnu un niveau accru de sismicité historique dans la région de la baie Passamaquoddy située à environ 25 à 30 km au sud-ouest du site. Le catalogue des tremblements de terre du projet comprenait 33 tremblements de terre dans cette région. Le tremblement de terre du 22 octobre 1869 de magnitude 5,47 et celui d'Eastport du 21 mars 1904 de magnitude de 5,73 sont les plus importants tremblements de terre qui se sont produits dans la région de la baie Passamaquoddy [6]. Le séisme de 1869 a eu lieu à environ 61 km à l'ouest et au sud-ouest du site en fonction des intensités ressenties. Le type d'information fournie est très utile à la modélisation de l'évaluation des risques sismiques.

#### 4.2.4 Paléosismicité

Parce que les dossiers de sismicité historique et prédominante ne représentent que quelques centaines d'années de l'histoire des tremblements de terre de la région, une partie de la nouvelle méthodologie d'évaluation des risques mise à jour comprenait une étude de « paléosismicité ». Cette dernière englobait le travail sur le terrain par des experts reconnus pour trouver des preuves d'importants tremblements de terre qui auraient pu se produire depuis la période glaciaire et le moment où ils auraient eu lieu. Il n'y a pas de preuves observables avant la période glaciaire puisque les glaciers ont récuré la Terre et effacé de telles preuves.

Le travail sur le terrain a permis de trouver des preuves de trois importants tremblements de terre par le passé qui ont eu une incidence sur la région de Point Lepreau. Les experts sont d'avis qu'ils auraient eu lieu il y a 1 000, 4 000 et 12 000 ans dans la région de la baie Passamaquoddy, située près de l'épicentre de l'évènement de 1904. À la lumière de cette information, on a estimé que les tremblements de terre qui se sont produits dans la région de la baie Passamaquoddy en raison de la faille d'Oak Bay pourraient être comme suit : un tremblement de terre d'une magnitude de 6,0 tous les 1 000 ans, un tremblement de terre d'une magnitude de 6,5 environ tous les 5 000 ans et un tremblement de terre d'une magnitude de 7,0 environ tous les 10 000 ans.

Cette information a été utilisée pour modifier les risques sismiques et a entraîné une augmentation des estimations de risques sismiques pour de grands tremblements de terre très rares. Le dimensionnement de la centrale nucléaire de Point Lepreau comprend un tremblement de terre d'une magnitude de 6,0 qui se produirait approximativement tous les 1 000 ans à environ 20 km de la centrale. La région de la baie Passamaquoddy est située à 25-30 km au sud-ouest de la centrale nucléaire; par conséquent, on s'attend à ce que le dimensionnement original de Point Lepreau soit adéquat. Cependant, en raison du fait des preuves ont été trouvées sur des tremblements de terre encore plus importants dans la région de notre étude, nous avons modifié notre compréhension de plus grands tremblements de terre qui pourraient se dérouler moins fréquemment et qui sont considérés comme étant hors du dimensionnement de la centrale.

#### 4.2.5 Résultats

Un sommaire des résultats de l'examen probabiliste exhaustif des risques sismiques a été rendu public en décembre 2014 et a été soumis parallèlement à l'examen d'un expert tiers. Étant donné que cette étude devait jeter les fondements d'un examen probabiliste plus détaillé de la sûreté, des courbes du risque ont été présentées pour les valeurs médiane et moyenne et pour d'autres centiles. L'étude a établi ce qui suit :

**Dimensionnement** : lorsque l'on compare le risque à une période de retour de 1 000 ans à notre conception, les spectres de réponse étaient significativement plus bas que les spectres de dimensionnement à des fréquences inférieures à 10 Hz. Cela veut dire qu'ils sont intégrés à la conception existante, ce qui indique que les marges de conception ont augmenté dans la zone d'intérêt. Les spectres de conception ont cependant été légèrement dépassés à des fréquences plus élevées. Fondés sur les connaissances de l'industrie, les aspects de haute fréquence d'un tremblement de terre n'endommageront pas les structures et l'équipement de la centrale, car leurs fréquences naturelles sont plus faibles, ayant tendance à être dans la gamme de 2-8 Hz et 1-10 Hz.

## 4.2.5 Résultats, suite

Hors dimensionnement : bien que l'évaluation des risques ait démontré que la magnitude des séismes pour les tremblements de terre plus fréquents qui pourraient se produire au cours de la durée de vie de la centrale est plus faible que prévu, les magnitudes des séismes très rares qui sont peu susceptibles de se produire au cours de la durée de la vie de la centrale sont plus élevées que ce qui avait envisagé par le passé. Afin d'évaluer cette observation en profondeur, Énergie NB s'est engagée auprès de la CCSN à effectuer une EPS sismique complète.

Les experts tiers ont ensuite parachevé leur examen de l'évaluation des risques sismiques de la centrale nucléaire de Point Lepreau, qui a donné lieu à une légère réduction du risque global déclaré en 2014, et la version définitive de l'évaluation du risque a été présentée à la CCSN à la fin de juin 2015. L'examen des experts en séismes à Ressources naturelles Canada est terminé. La CCSN a accepté l'évaluation des risques sismiques pour son utilisation à la centrale nucléaire de Point Lepreau.

Le **Tableau 2** fournit des spectres horizontaux des risques uniformes à différentes périodes de retour en fonction de l'évaluation des risques. Le **Tableau 3** offre une comparaison avec les études précédentes. La **Figure 5** fournit une représentation graphique du **Tableau 2** et la **Figure 6**, une représentation graphique du risque sismique pour différents centiles exprimés comme fréquence annuelle de dépassement (inversion de la période de retour) par rapport à la magnitude du tremblement de terre.

Pour offrir une perspective sur la façon dont la nouvelle évaluation des risques sismiques se situe par rapport au dimensionnement existant de la centrale nucléaire de Point Lepreau, la **Figure 7** offre un modèle des courbes de 1 000 ans. À la lumière des commentaires des experts et de l'expérience acquise dans le domaine, les fréquences de tremblements de terre supérieures à 10 Hz (nombre de cycles de vibration seconde) n'entraînent pas habituellement des dommages substantiels aux structures et à l'équipement de centrales nucléaires parce que leurs fréquences naturelles ont plus tendance à se situer dans la gamme de 2-8 Hz et de 1-10 Hz respectivement. Un dépassement supérieur à 10 Hz pour les spectres horizontaux des risques uniformes illustrés à la **Figure 7** ne constitue pas un problème pour la centrale nucléaire de Point Lepreau sur le plan du dimensionnement existant. Pour ce qui est de la portée de la fréquence de vibration qui pourrait entraîner des dommages à la plupart des structures et des pièces d'équipement (à savoir, < environ 10 Hz), la nouvelle évaluation des risques mise à jour indique que ces derniers sont moins élevés. En outre, puisque les spectres de réponse aux risques uniformes sont estimés pour des conditions de roche dure, si une analyse de réponse au site sismique (similaire à celle dont traite la section 4.2.6) est également réalisée pour un tremblement de terre ayant une période de retour de 1 000 ans, on s'attend à ce que le contenu de haute fréquence des spectres de risques soit encore plus bas. Il s'agit d'un élément positif d'une perspective de la sûreté, car le dimensionnement de la centrale nucléaire de Point Lepreau intègre la nouvelle courbe de risques à la portée de fréquence de plus grand intérêt.

#### 4.2.6 Analyse de la réponse sismique d'un site

Pendant le cours du travail d'évaluation des risques sismiques et des conséquences connexes, les experts ont réalisé que les résultats de l'évaluation fournis dans le **Tableau 2** et le **Tableau 3**, et dans la **Figure 5** et la **Figure 6**, représentent les vibrations sismiques ressenties dans la roche dure sous la surface de la centrale alors qu'il est plus intéressant d'évaluer les risques sismiques en tenant compte des vibrations sismiques auxquels les bâtiments seraient vraiment soumis. Par conséquent, on a jugé approprié d'effectuer du travail supplémentaire pour propager les vibrations sismiques vers le haut, en direction des fondations des bâtiments (spectres de réponse des fondations) et à diverses élévations au-dessus du niveau du sol (spectres de réponse du sol).

L'étude supplémentaire a permis de déterminer que les diverses couches de roches et de sol entre la roche dure compétente sous la centrale et les fondations du bâtiment donnent lieu à un effet d'atténuation ou « d'amortissement » particulier aux vibrations sismiques dans la portée de fréquence de 8 Hz et plus (consulter la **Figure 8**). On a également remarqué une accélération moyenne maximale du sol de 0,344 g que les bâtiments subiront. La **Figure 10** illustre aussi la réduction correspondante dans la courbe des risques sismiques du site.

Puisque nous sommes intéressés aux tremblements de terre d'une perspective hors dimensionnement pour l'EPS des risques sismiques, conformément aux pratiques et aux directives de l'industrie, seules les vibrations sismiques d'un tremblement de terre ayant une période de retour de 10 000 ans sont propagées vers le haut dans les bâtiments. La réponse sismique qui serait subie dans les fondations des bâtiments (à une élévation de 25 pi ou 7,6 m au niveau moyen de la mer) est indiquée à la **Figure 9** et a démontré à Énergie NB que les évaluations antérieures des marges auraient à être modifiées puisque le nouveau risque dépasse les courbes de risque utilisées lors de ces évaluations antérieures des marges. La CCSN a été officiellement informée de la situation et que fait qu'il serait peut-être nécessaire de revoir les objectifs et la méthodologie en matière de sûreté. Le travail d'évaluation des marges fait l'objet d'autres discussions aux sections 6.4 et 7.0.

Après l'usage d'une démarche similaire à l'analyse de la réponse sismique pour évaluer le risque subi par les fondations des immeubles, il ne serait pas approprié d'appliquer la courbe des risques de la **Figure 6** dans d'autres évaluations de l'EPS puisqu'elle représente des vibrations bien au-dessus de la centrale. Par conséquent, des courbes de risques sismiques révisées aux fins d'utilisation dans l'EPS sismique ont été préparées et sont présentées à la **Figure 11**.

## 4.3 Évaluation des vents forts

### 4.3.1 Introduction

Il faut noter que dans le contexte de l'évaluation des vents forts décrite ci-dessous, le mot « missile » fait allusion à un objet (p. ex., débris dans la cour) qui pourrait être soulevé et projeté par le vent.

L'évaluation des vents forts a pour but d'établir et de consigner les risques de vents forts et les fonctions de susceptibilité pour les structures, les systèmes et les composantes de la centrale nucléaire de Point Lepreau. Le travail est divisé en quatre volumes pour documenter l'information. Dans le cadre de l'évaluation, on a utilisé un processus systématique de consignation qui suit la norme ASME/ANS RA-Sa-2009 [7] et l'ouvrage *United States Nuclear Regulatory Commission Regulatory Guide 1.200* [8]. En résumé, les quatre volumes comprennent ce qui suit :

1. Le volume I présente un aperçu des procédures d'organisation des calculs et de vérifications visuelles, ainsi que le triage des structures, des systèmes et des composantes aux fins d'inclusion dans les analyses susceptibilité à la pression du vent et aux missiles. Le tri se fonde sur l'information recueillie lors des vérifications visuelles et dans les documents et dessins de la centrale.
2. Le volume II est divisé en deux sous-volumes :
  - (a) Le volume IIA documente l'analyse des risques de tornade pour le site de la centrale nucléaire de Point Lepreau. Il sert de point de repère pour le modèle de la centrale relatif aux missiles de tornade.
  - (b) Le volume IIB documente l'analyse des risques de vents forts.
3. Le volume III documente le modèle tridimensionnel des missiles de tornade de la centrale qui a été intégré pour produire les susceptibilités aux missiles pour les structures, systèmes et composantes clés. Il contient aussi les résultats de la portion du sondage sur les sources de missiles de la vérification visuelle du site et l'information liée à la modélisation des missiles de tornades de l'information des structures, systèmes et composantes recueillie pendant la vérification visuelle du site.
4. Le volume IV documente le développement des susceptibilités à la pression du vent pour les bâtiments qui abritent l'équipement de sûreté.

## 4.3.2 Méthode et recherche

### 4.3.2.1 Vérification visuelle

Une vérification visuelle du site de la centrale nucléaire de Point Lepreau a été réalisée du 11 au 13 décembre 2013 dans le but d'observer et de documenter les structures, systèmes et composantes, et de vérifier et de documenter les éventuelles sources de missiles transportés par le vent. Au total, 109 emplacements ont été relevés lors de la vérification visuelle et la majorité a été incluse dans le modèle de missiles de tornade au moyen de la méthode de volume.

#### 4.3.2.1.1 Tri aux fins d'inclusion dans l'analyse de la susceptibilité aux missiles

En général, toutes les cibles sont incluses dans l'analyse de susceptibilité aux missiles à moins que l'on puisse démontrer qu'il n'y a pas de trajet de missile crédible vers la cible. On a conclu qu'il n'y avait pas de trajet crédible vers la cible lorsque la structure, la composante ou le système pris en considération :

- était au-dessous du niveau du sol local (aucun risque de missiles horizontaux) et se trouvait à plus de 15 m (50 pi) horizontalement de toute ouverture non protégée du plancher de dalles de béton situé au-dessus;
- était au-dessous du niveau du sol où les seuls trajets de missiles se trouvent dans des ouvertures protégées par une plaque mécanique et qui sont aussi protégées des missiles verticaux par des dalles de plancher des étages supérieurs;
- était protégé par au moins 300 mm (1 pi) de béton ou 25 mm (1 po) d'acier [9];
- était au-dessous du niveau du sol local (aucun risque de missiles horizontaux), protégé par un plafond de treillis en acier et situé à au moins 15 m (50 pi) de sources de missiles externes;
- était au-dessous du niveau du sol local dans trois directions, sous de multiples dalles de planches et à plus de 30 m (100 pi) de sources de missiles externes (dans une seule direction du niveau du sol local).

#### 4.3.2.1.2 Tri aux fins d'inclusion dans l'analyse de la susceptibilité aux vents forts

On a également créé une liste des bâtiments et des cibles individuels dont l'analyse de susceptibilité à la pression du vent devait tenir compte. Le processus comprenait ce qui suit :

1. La détermination des structures qui abritaient des cibles liées à la sûreté;
2. La détermination des systèmes de sécurité extérieurs qui pourraient être exposés à une charge directe exercée par le vent;
3. La détermination d'autres structures dans la proximité de la cible qui pourraient faire défaut et tomber sur la cible.

### 4.3.2.1.2 Tri aux fins d'inclusion dans l'analyse de la susceptibilité aux vents forts, suite

La liste complète de cibles et de bâtiments répertoriés aux fins d'inclusion dans l'analyse de susceptibilité à la pression du vent a par la suite été passée en revue pour déterminer si ces éléments étaient susceptibles de faire défaut en raison de la pression du vent. Les raisons suivantes ont été établies à titre de justifications pour le tri de bâtiments ou de cibles individuelles aux fins d'inclusion dans l'analyse de susceptibilité à la pression du vent :

- Bâtiment conçu et construit avec des murs et un toit composé d'au moins 1 pi (300 mm) de béton armé;
- Grands réservoirs d'eau et de carburant que l'on suppose ne pas être susceptibles à la charge exercée par le vent;
- Vitesse du vent requise pour développer un moment plastique complet dans des prises d'échappement direct qui s'est révélée supérieure à 418 km/h (vitesse du vent correspondant au point de calcul de susceptibilité le plus élevé).

#### 4.3.2.2 Analyse des risques de tornade

Dans le cadre de la méthode d'analyse des risques de tornade, on a utilisé une démarche statistique qui tient compte à la fois des grandes et des petites régions autour de la centrale. Une série de données de base par sous-région pour le site de Point Lepreau a été déterminée et analysée. Les courbes des risques de tornade ont été créées au moyen d'un code appelé TORRISK. Ce dernier produit des courbes des risques de tornade distincte des caractéristiques d'analyse des risques de missiles du code de missiles de tornade (TORMIS). Les courbes de risques de TORRISK fournissent des points de contrôle pour s'assurer que les stimulations de missiles de tornade suivent les courbes de risques spécifiques au site mises sur pied pour la centrale nucléaire de Point Lepreau.

Une sous-région homogène de tornades autour de la centrale nucléaire de Point Lepreau a été reconnue au moyen d'une analyse statistique de la série de données Climat-Québec (QC) sur les tornades pour le Québec (1985-2013), la base de données de tornades vérifiées (Atl) pour le Nouveau-Brunswick, Terre-Neuve-et-Labrador, la Nouvelle-Écosse et l'Île-du-Prince-Édouard (1954-2007), et la série de données sur les tornades du Storm Prediction Center du National Weather Service (NWS) des États-Unis (1950-2012). La base de données du Québec ne comprenait pas les renseignements sur la durée, le diamètre ou la direction des tornades; cependant, celle de l'Atlantique incluait cette information pour quelques tornades. En raison des données à portée limitée du Québec et de l'Atlantique, la mise sur pied de la sous-région de la centrale nucléaire de Point Lepreau englobait la région terrestre américaine afin d'acquérir suffisamment d'information nécessaire pour l'analyse des risques associés à la vitesse des vents de tornade. La sous-région comprend des endroits où il y a un risque élevé de tornades à l'intérieur d'une région plus vaste. Elle est constituée de 397 949 km<sup>2</sup> ( 153 649 mi<sup>2</sup>) et de terre et de 424 segments de tornades.

### 4.3.2.2 Analyse des risques de tornade, suite

La définition du surgissement d'une tornade en ce qui a trait aux risques de tornades pour la centrale nucléaire de Point Lepreau a été appliquée de la façon suivante :

- (a) Une courbe du « point » de surgissement, qui suppose que la cible est un point géométrique en vertu duquel un surgissement de tornade correspond au point connaissant une vitesse de vent particulière. Par exemple, dans le cas de vents sur l'échelle de Fujita améliorée (EF), la probabilité d'une petite cible ou d'un petit point aux prises avec des rafales tornadiques maximum de 225 km/h (140 m/h) à la centrale de nucléaire Point Lepreau est d'environ un phénomène toutes les 8 333 333,3 années.
- (b) Une courbe d'union correspondant à une cible de région qui enveloppe les cibles de sûreté modélisées liées à la centrale nucléaire de Point Lepreau. Cette enveloppe mesure 468 m<sup>2</sup> (2 028 715 pi<sup>2</sup>). La probabilité que tout (« union de tous les points ») emplacement de cette enveloppe subisse des vents d'une vitesse de 225 km/h (140 m/h) est d'environ un phénomène toutes les 666 666,7 années. Ce risque est environ 10 fois plus élevé que dans une seule cible et dépend de la forme, de l'orientation et de la région de l'enveloppe de la centrale.
- (c) Une courbe d'intersection (la tornade doit frapper « tous les points de l'enveloppe ») et le risque que chaque point de l'enveloppe de sécurité de la centrale nucléaire de Point Lepreau A subisse des vents de 225 km/h (140 m/h) lors d'un surgissement de tornade est de moins d'un phénomène tous les milliards d'années.

Les courbes des risques du point à différents centiles sont illustrées dans la **Figure 13**.

#### 4.3.2.3 Analyse des risques de vents non tornadiques et rectilignes

Trois types de vents extrêmes non tornadiques ont été analysés pour le site de la centrale nucléaire de Point Lepreau :

1. Vents orageux
2. Vents non orageux (tempêtes extratropicales)
3. Ouragans

Les orages et les tempêtes extratropicales sont différents phénomènes météorologiques et la recherche a révélé qu'ils ont habituellement des distributions distinctes et que la méthode la plus précise pour établir les fréquences de vents extrêmes consiste à en faire l'analyse de chacun.

#### 4.3.2.3.1 Vents rectilignes

Les vents rectilignes comprennent les vents orageux et de tempêtes extratropicales. Les données sur les vents de nos quatre aéroports au Nouveau-Brunswick et en Nouvelle-Écosse ont été séparées en séries de données vents orageux et non orageux, et utilisés pour concevoir des distributions de valeurs extrêmes séparées pour chaque type d'orage. Les courbes de risques associés à la vitesse des vents orageux ont été créées au moyen d'une démarche de modélisation stochastique en vertu de laquelle la vitesse de la rafale maximum a été inscrite chaque journée orageuse pour concevoir une distribution des rafales de vents orageux en présence d'une journée orageuse. Les extrêmes orageux ont été créés en combinant une distribution conditionnelle du maximum orageux par l'entremise d'un modèle de taux d'arrivée de Poisson. Les données sur les vents de tempêtes extratropicales annuelles ont été obtenues au moyen d'une méthode de tempêtes indépendantes où toutes les vitesses de rafales qui dépassaient le seuil de 60 km/h ont été utilisées pour définir la distribution des rafales de vents de tempêtes extratropicales maximum en présence d'une tempête extratropicale. Les distributions séparées ont alors été combinées à titre de processus indépendants sur le plan statistique pour obtenir un modèle définitif de risques de vents rectilignes. Les estimations d'incertitudes associées aux effets du terrain local, les caractéristiques de réponse de l'anémomètre, les corrections à la hauteur, les erreurs d'estimations des paramètres des distributions de valeurs extrêmes et l'erreur de modélisation globale ont été combinées avec les meilleurs modèles d'estimation pour établir une famille de courbes de risques de vents. La famille définitive des courbes de risques de vents rectilignes, corrigée pour composer avec la hauteur et le terrain, est donnée à la **Figure 14**.

#### 4.3.2.3.2 Vents d'ouragans

Les courbes de risques associés à la vitesse du vent ont été créées au moyen d'un modèle de simulation d'ouragans. Ce dernier est une légère variation de celui utilisé pour établir les contours de la vitesse des vents d'ouragan aux fins de la norme ASCE 7-10 [10]. Cette légère modification du modèle a servi à créer des courbes des risques de vents du document NUREG/CR-7005 [11]. Une simulation de 1 300 000 ans a été réalisée à la centrale nucléaire de Point Lepreau. Des vitesses de vents d'ouragan pour des phénomènes plus rares (à savoir moins de  $10^{-6}$  par année) ont été obtenues en extrapolant les résultats de la simulation. La **Figure 15** illustre les courbes des vents d'ouragan. Ces vents contribuent très peu au risque éolien global à la centrale nucléaire de Point Lepreau.

#### 4.3.2.3.3 Tous les vents combinés

Les courbes de risques de vents rectilignes et tornadiques ont été combinées par indépendance statistique. Les courbes combinées d'une rafale maximum de trois secondes pour tous les risques de vents sont illustrées à la **Figure 16**. Les vents extratropicaux dominent les vents rectilignes. Par ailleurs, ils dominent le dépassement de la vitesse du vent jusqu'à environ 300 km/h, point à partir duquel les tornades commencent à dominer. À 332 km/h, les tornades constituent 61 % de la fréquence de dépassement.

#### 4.3.2.4 Analyse de la susceptibilité aux missiles

L'analyse de la susceptibilité aux missiles a pour but d'obtenir l'information nécessaire à l'étude des structures, systèmes et composantes de sécurité, d'établir une population de missiles propres dépendante du temps et d'utiliser ces renseignements pour produire des susceptibilités aux missiles pour les cibles reconnues au moyen de la méthode de missiles de tornade. Les renseignements découlant de ces calculs comprennent la documentation de la location, les dimensions, les caractéristiques et l'exposition à d'éventuels missiles transportés par le vent pour chacun des systèmes, structures et composantes déterminés.

Les résultats de l'analyse des missiles de tornade ont été obtenus conformément aux exigences de l'United States Nuclear Regulatory Commission [35 et 36]. Au total, 23,808 milliards de simulations de missiles de tornade ont été réalisées pour la centrale nucléaire de Point Lepreau. Chaque simulation consiste en un échantillon et un lancement d'un missile pour un surgissement simulé d'une tornade dans la centrale. Au total, 3 968 millions de surgissements de tornades sur la centrale ont été simulés dans le cadre d'une analyse de missiles de tornade avec un échantillon de 6 000 missiles par surgissement de tornade. Les susceptibilités d'incidence liées aux missiles sont fondées sur les surgissements de tornade simulés de la centrale et les champs de vents de tornade simulés. Des susceptibilités séparées pour les risques de vents rectilignes n'ont pas été établies, car les vitesses du vent d'une tornade ont été considérées comme étant intégrées. Un échantillon des résultats de la susceptibilité aux missiles est fourni à la **Figure 17**.

#### 4.3.2.5 Analyse des susceptibilités à la pression du vent

Une méthode de codes avancée a été appliquée à la détermination des susceptibilités à la pression du vent de la centrale nucléaire de Point Lepreau. Elle applique cette démarche à codes au moyen de codes et de calculs de l'effet de la charge. Par ailleurs, elle tient compte de la direction du vent, de la rugosité du terrain, du blocage et de l'état de l'enceinte de la structure. Les effets de la charge nette sont modélisés comme fonction de la susceptibilité de la gaine de l'enveloppe et de l'ensemble de la structure.

Les effets de la charge exercée par le vent comprennent les forces aérodynamiques produites par la composante de pression dynamique de l'écoulement du vent et le changement de pression atmosphérique associée dans le cœur. Ces effets peuvent endommager le bâtiment dans lequel se trouve la cible ainsi que la cible elle-même. Les structures peuvent également s'écrouler sur les cibles.

L'analyse de la susceptibilité d'une cible dépend sur la définition précise des modes de défaillance et l'interaction possible entre les modes de défaillance individuels. On a tenu compte de l'interaction des effets des modes de défaillance (par exemple, les tuyaux externes subissant les charges du vent et des missiles simultanément) dans la modélisation des modes de défaillance. La **Figure 18** offre un aperçu des courbes de la susceptibilité aux vents pour une structure à la centrale nucléaire de Point Lepreau. Toutes les principales structures de sûreté ont été évaluées de la même manière.

### 4.3.3 Conclusion

Une évaluation exhaustive des risques de vents forts et de susceptibilité aux missiles a été effectuée pour mieux comprendre les risques de vents possibles fondés sur une modélisation ultramoderne et les toutes dernières expériences et connaissances des vents. Les résultats de cette évaluation de risques démontrent que les tornades posent une menace négligeable à la centrale nucléaire de Point Lepreau. Par ailleurs, les ouragans contribuent très peu au risque global par rapport aux vents rectilignes.

Le dimensionnement de la centrale a été établi en fonction d'une période de 100 ans pour le vent. Un examen interne de la protection de la centrale contre une vitesse de vent équivalente de l'évaluation des risques n'a pas révélé la nécessité d'apporter des changements à la centrale.

Pour composer avec la production possible de missiles et les risques causés par les vents et autres phénomènes atmosphériques, la centrale nucléaire de Point Lepreau a en place une procédure dans l'éventualité d'un temps violent. Cette dernière fournit des directives aux exploitants de la centrale d'adopter une position de plus en plus défensive et sécuritaire dans la centrale pour protéger la population et nos travailleurs en fonction des vents prédits, ce qui peut comprendre une éventuelle fermeture de la centrale avant que le mauvais temps arrive.

### 4.3.4 Incidence sur l'EPS

L'incidence possible sur l'EPS a été évaluée dans le cadre du travail effectué dans la section 5.0 qui tenait compte de la magnitude du vent jusqu'à un équivalent d'un phénomène de 10 000 ans, deux ordres du dimensionnement de la centrale. La probabilité de chaque phénomène de vent modelé combiné aux susceptibilités à la pression du vent et aux missiles a été évaluée en fonction du critère de tri. Basés sur le tri, tous les risques ont été retenus pour faire l'objet d'une analyse plus détaillée par l'entremise de l'EPS.

## 4.4 Évaluation des risques d'inondations externes

L'inondation de la centrale par des sources externes a été examinée pendant la recherche de la sélection originale d'un site pour la centrale nucléaire de Point Lepreau. Les sources d'inondation suivantes ont été envisagées :

- Précipitations
- Marée astronomique élevée
- Onde de tempête
- Montée de vagues
- Tsunamis

## 4.4 **Évaluation des risques d'inondations externes**, suite

La tempête maximum probable a été utilisée pour déterminer le caractère adéquat des structures par rapport aux inondations attribuables au ruissellement. Cette tempête est fondée sur la considération raisonnable de la présence simultanée des conditions maximum qui contribuent à une tempête. L'hyétogramme de tempête maximum probable est fondé sur un total de 530 mm (21 po) de pluie qui tombe pendant six heures. Il représente un enveloppement de valeurs d'intensité et de durée maximisée obtenues de tous les types de tempêtes. Pendant la tempête maximum probable, on suppose que la capacité du système de drainage de la centrale sera temporairement excédée et que les écoulements d'averse sont des écoulements de surface. En tenant compte du cas extrême auquel les écoulements d'averse au complet sont dirigés sur la plateforme de la région de la centrale 15 cm (6 po). La centrale nucléaire de Point Lepreau a connu un nombre de tempêtes qui ont donné lieu à des inondations mineures dans certaines parties de la centrale, par exemple le tunnel qui mène de la station de la pompe à eau de refroidissement du condensateur au bâtiment des turbines, et une élévation de -1,5 m (-5 pi) du bâtiment des turbines. Aucun transitoire de centrale et, par conséquent, aucun défi à la sûreté nucléaire n'a eu lieu dans de tels cas. Le personnel de la centrale a été en mesure de composer avec le nettoyage, des efforts ont été déployés pour réduire la pénétration de l'eau dans certains endroits et une plus grande importance a été accordée à l'entretien des pompes de puisard du bâtiment.

### 4.4.1 **Évaluation des risques de tsunamis**

#### 4.4.1.1 Introduction

Quand le sujet des tsunamis est abordé, il importe de mentionner, lorsque l'on parle de la hauteur d'un tsunami, qu'il s'agit en fait du « pic à la vallée » (soit de la vallée entre les vagues au pic ou à la plus haute crête d'une vague) ou encore le niveau moyen de la mer, qui est environ la moitié de la hauteur du « pic à la vallée ». Il est important de faire cette distinction parce que lorsque les différents phénomènes ou études de tsunamis sont comparés, ou si la hauteur d'un tsunami est comparée avec une hauteur particulière sur la terre par rapport au niveau moyen de la mer, la hauteur du tsunami n'est pas déformée et une comparaison « de pommes à pommes » est effectuée.

Le niveau moyen de la mer peut être considéré comme un point moyen équidistant entre les marées basses et les marées hautes.

Le « jet de rive » est un autre terme souvent utilisé. Il s'agit d'un niveau d'inondation de la terre au-dessus du niveau de la mer au repos, ou la hauteur à laquelle l'eau avancera sur la terre à mesure que le tsunami atteint le rivage. Ce niveau est habituellement appelé niveau moyen de la mer.

#### 4.4.1.1 Introduction, suite

Pour qu'un tsunami se produise, il faut une source, ou quelque chose qui entraîne un large déplacement d'eau dans l'océan, par exemple un tremblement de terre de subduction ou un glissement de terrain sous-marin. Le déplacement d'eau causé par un phénomène sous-marin génère des vagues d'une très longue durée et qui peuvent se déplacer à une très grande vitesse. Dans l'océan profond, les vagues peuvent se déplacer jusqu'à 800 km/h. Elles peuvent également être séparées les unes des autres par quelques minutes ou plusieurs centaines de minutes. À mesure que le tsunami s'approche du rivage et l'océan devient moins profond, l'énergie de ce phénomène pousse les vagues vers le haut, ce qui amplifie l'ampleur de ces dernières. De nombreux facteurs gouvernent la hauteur de ces vagues et la distance qu'elles parcourent sur terre, notamment la quantité d'énergie restante dans le tsunami après la forme irrégulière du fond marin se casse ou réduit l'énergie.

Pendant les années 1970, lorsque le chantier de construction de la centrale nucléaire de Point Lepreau avait tout d'abord été choisi, la possibilité de tsunamis avait été envisagée. À l'époque, les évaluations et les renseignements historiques ont permis de conclure qu'une onde de tempête d'un ouragan maximum probable serait plus large qu'un éventuel tsunami et qu'elle ne passerait pas par-dessus la péninsule de Point Lepreau en dépit des vagues générées par le vent.

En 2012, la Commission géologique du Canada, une division de Ressources naturelles Canada, a publié une évaluation préliminaire de tsunamis de la côte canadienne [32], qui comprenait un répertoire de risques possibles de tsunamis qui pourraient être générés par des tremblements de terre et des glissements de terrain sous-marin dans l'océan Atlantique. Cette évaluation mentionnait la hauteur d'un tsunami du « pic à la vallée ». Elle était de nature générale dans ce sens qu'elle ne tenait pas compte des effets d'un tsunami sur des installations ou des structures de bâtiment particulières ou sur la hauteur de ces structures par rapport au niveau moyen de la mer. Elle présumait simplement qu'un tsunami d'une hauteur de 1,5 m (0,75 m au-dessus du niveau moyen de la mer) présentait un « potentiel de dommage » et qu'un tsunami de 3 m (1,5 au-dessus du niveau moyen de la mer) détenait un « important potentiel de dommage ».

Contrairement aux seuils de tsunami utilisés dans l'évaluation préliminaire de 2012 [32], le niveau du sol de la plupart des bâtiments à Point Lepreau est de 13,7 m au-dessus du niveau moyen de la mer, ce qui est bien supérieur aux valeurs de seuils de tsunami utilisées par la Commission géologique du Canada. La station de pompage de la prise d'eau de mer (eau de refroidissement du condensateur), qui est à environ 7,62 m au-dessus du niveau moyen de la mer, est le point le plus bas. Dans son examen de l'évaluation préliminaire, Énergie NB a fait remarquer que cette dernière avait indiqué que le risque pour la côte atlantique n'était pas bien maîtrisé et constituait un bon cadre de travail pour d'autres études, et recommandait d'autres analyses pour comprendre les effets spécifiques au site d'un tsunami. À la lumière de ces constats, Énergie NB a fait appel à des experts pour effectuer une étude probabiliste complète des risques de tsunami pour la région de Point Lepreau afin de déterminer si les risques étaient substantiels ou non. Par conséquent, une étude probabiliste ultramoderne des risques de tsunami a été réalisée au moyen des toutes dernières simulations de modélisation et données ainsi que des connaissances récentes au sujet des tsunamis, ainsi que la façon dont ces derniers sont formés et se déplacent vers Point Lepreau.

#### 4.4.1.2 Méthode et résultats

Dans l'ensemble, l'évaluation des risques de tsunami comportait trois principaux éléments de travail :

1. La réalisation de travail sur le terrain pour trouver toute preuve historique de tsunamis qui auraient inondé le sud du Nouveau-Brunswick;
2. Par l'entremise de modèles détaillés, la simulation de tsunamis depuis différentes sources possibles dans l'océan Atlantique, la façon dont ils se déplacent vers la baie de Fundy et Point Lepreau, et leur ampleur possible;
3. La réalisation d'un modèle probabiliste pour déterminer la probabilité que ces tsunamis aient lieu.

##### 4.4.1.2.1 Enquête sur les paléotsunamis

Énergie NB a embauché les experts les plus reconnus dans le monde entier pour réaliser du travail sur le terrain, à savoir une enquête sur les paléotsunamis. Cette dernière incluait une analyse des tourbières, des marais, des lits de cours d'eau et les rivages de lacs dans le sud-est du Maine et aussi loin à l'est que le lac Walton et au nord que les rivières Keswick et Nashwaa (consulter la **Figure 19**). Dans le cadre du travail sur le terrain, on a procédé à l'excavation de puits et la prise d'échantillons de trous de forage pour trouver toute preuve d'un grand tsunami qui aurait pu frapper le rivage en tout temps après l'ère glaciaire. Du travail de datation au carbone a également été effectué pour déterminer la période à laquelle de tels tsunamis auraient pu avoir lieu.

La **Figure 20** fournit un exemple de ce que l'on cherchait à trouver lors de l'excavation et un résultat typique de dépôts d'un tsunami qui avait eu lieu en 1929 dans la baie de Taylor, sur la côte sud de Terre-Neuve-et-Labrador. Ce phénomène était le résultat d'un glissement de terrain sous-marin sur les Grands Bancs.

La **Figure 21** offre les résultats des journaux de forage pour l'étang Upper Duck sur l'île Campobello. Les trous de forage fournissent une indication de dépôts profonds qui auraient pu être transportés par un tsunami sur le rivage et de la date à laquelle ce phénomène aurait eu lieu. Les résultats d'échantillons recueillis dans de nombreux endroits de la région d'étude ont été consignés dans de principaux journaux similaires à ceux présentés à la **Figure 21**.

Les résultats du travail sur le terrain pour la région de l'étude entourant Point Lepreau révèle aucune preuve suggérant que des tsunamis auraient inondé les sites étudiés depuis 2350 années avant le présent (BP) ou 400 ans avant notre ère et possiblement 4290 BP ou 2340 avant notre ère. Par conséquent, il est peu probable qu'un tsunami avec un jet de rive supérieur à 2-4 m aurait frappé la région d'étude au cours des 2300 dernières années.

#### 4.4.1.2.2 Simulation déterministe de tsunamis

Au moyen d'une modélisation tridimensionnelle ultramoderne, que l'on appelle une simulation déterministe, des sources transatlantiques de tsunamis les plus probables ont été déterminées (consulter la **Figure 22**). Elles comprennent :

- Des sources sismiques éloignées, par exemple la faille de Porto Rico dans les Caraïbes et la zone de faille ibérienne dans l'océan Atlantique, juste à l'ouest de l'Espagne et du Portugal;
- Des tremblements de terre qui pourraient être proches, y compris la faille d'Oak Bay qui passe par la baie Passamoquoddy Bay;
- Des glissements de terrain sous-marins, notamment celui le long du plateau continental, à l'embouchure du golf du Maine, et celui entraîné par l'affaissement du flanc du volcan Cumbre Vieja sur La Palma dans les îles Canaries.

La production de tsunamis et la façon dont ces derniers se propageraient et se déplaceraient vers l'Amérique du Nord et Point Lepreau ont été simulés et analysés à la lumière des études géologiques précédentes sur la façon dont de tels phénomènes peuvent se produire et sur la modélisation détaillée des éléments susmentionnés. Les caractéristiques et irrégularités sous-marines du plancher océanique (bathymétrie), y compris celle le long du plateau continental, dans le golf du Maine et la baie de Fundy, ont été répertoriées pour leur capacité à dissiper l'énergie d'un tsunami (consulter la **Figure 23**).

Pour obtenir une simulation exacte des effets (ou des caractéristiques irrégulières du plancher océanique) que la bathymétrie pourrait avoir sur un tsunami, une grille sphérique emboîtée a été utilisée dans les modèles. Comme indiqué dans la **Figure 24**, la résolution de la grille était de plusieurs kilomètres, mais à mesure que le tsunami s'avançait vers la baie de Fundy, puis plus près de Point Lepreau, le modèle a compris un degré de résolution plus précis (consulter la **Figure 25**) pour fournir une meilleure simulation de ce qui se produit alors que le tsunami s'approche des côtes.

En supposant qu'un tsunami est généré par une source à travers l'océan Atlantique qui se déplace vers la baie de Fundy, quand il touche le plateau continental, les vagues s'amplifient et prennent de la hauteur. Cependant, de façon simultanée, le banc de Georges et le banc de Brown (consulter la **Figure 23**) dissipent une grande quantité d'énergie. En raison de la présence du chenal Nord-Est, qui est plus profond, le tsunami se déplace à une plus grande énergie vers le golf du Maine. Ce qui reste du tsunami se dirige davantage vers l'île Grand Manan, dans la baie de Fundy, entraînant un effet d'ombre, ce qui aide à protéger la centrale nucléaire de Point Lepreau. La **Figure 27** donne les résultats de la modélisation tridimensionnelle déterministe pour un très important tremblement de terre se produisant le long de la faille de subduction de la fosse de Porto Rico, ce qui pourrait pousser les vagues du tsunami vers le golfe du Maine et la baie de Fundy. Elle montre aussi les effets bathymétriques à mesure que le tsunami frappe le plateau continental et pousse les vagues vers le haut. Le plateau continental ainsi que les bancs Georges et Brown soutirent l'énergie du tsunami alors que ce dernier se déplace davantage vers le nord dans le golf du Maine et l'embouchure de la baie de Fundy.

#### 4.4.1.2.2 Simulation déterministe de tsunamis, suite

La modélisation détaillée du tsunami pour Point Lepreau a été effectuée à différents niveaux tidaux – marée basse, niveau moyen de la mer et marée haute. Elle a été réalisée pour constater l'effet possible du niveau tidal sur un tsunami et l'ampleur que ce dernier pourrait prendre. Les résultats indiquent que, en général, pour les marées plus hautes, plus le tsunami est grand et plus la marée est basse, plus ce dernier serait réduit en ampleur lorsqu'une plus grande quantité d'énergie est soutirée par la bathymétrie de la baie de Fundy à mesure que le tsunami avance dans la baie.

À la lumière des études géologiques, les sources de tremblements de terre modélisées étaient variées sur le plan de la force ou de la magnitude pour voir l'effet sur la production de tsunamis. Certaines des magnitudes de tremblements de terre étaient aussi prononcées que celle de l'important tremblement de terre de Tohoku, qui s'est produit le 11 mars 2011, à l'est du Japon. Les simulations ont démontré que le plus grand tsunami possible causé par un tremblement de terre à travers l'océan pourrait entraîner un jet de rive de 6,3 m. Ce n'est pas assez pour atteindre toute structure de la centrale nucléaire de Point Lepreau, même au point le moins élevé.

D'éventuels glissements de terrain sous-marins ont donné lieu aux plus importants tsunamis simulés qui pourraient avoir des effets sur la baie de Fundy. Pour le volcan Cumbre Vieja à La Palma dans les îles Canaries, on a supposé que différents volumes de matières glisseraient rapidement de la montagne (phénomène appelé glissement de flanc) et dans l'océan, entraînant ainsi de grandes vagues et un important tsunami. Nos experts ont considéré 20, 40 et 80 km<sup>2</sup> de matières qui glisseraient dans l'océan. Le volume du glissement de terrain est en corrélation avec la taille d'un éventuel tsunami. Même dans le pire cas d'un affaissement d'un flanc volcanique de 80 km<sup>2</sup>, une fois l'énergie du tsunami dissipée par les bancs Georges et Brown et la bathymétrie du golf du Maine et de la baie de Fundy, le niveau d'eau le plus élevé à la centrale nucléaire de Point Lepreau est estimé à environ 7,2 m à la marée haute. Ce n'est pas assez pour atteindre toute structure ou pour endommager la centrale.

En tenant compte des glissements de terrain sous-marins le long du plateau continental, plusieurs emplacements ont été sélectionnés. Pour la plupart de ces derniers, les bancs Georges et Brown dissipent une grande quantité d'énergie du tsunami. Par conséquent un autre phénomène a été modélisé à l'emplacement du chenal Nord-Est, où une très petite quantité d'énergie se rendant au golf du Maine serait touchée. Au moyen des données et preuves géologiques sur les glissements de terrain sous-marins tirées de différentes sources de littérature, un volume maximum possible pour le glissement de terrain a été établi à environ 165 km<sup>2</sup> de matières. Encore une fois, différentes tailles de glissements de terrain ont été envisagées dans l'étude pour voir les effets qu'elles auraient sur la production d'un tsunami. Si l'on considère le plus grand glissement possible dans le chenal Nord-Est, il pourrait éventuellement entraîner un tsunami à la marée haute avec un niveau d'eau de 8,3 m. Une eau de cette hauteur pourrait atteindre la station de pompage de l'eau de refroidissement du condensateur de la centrale nucléaire de Point Lepreau, mais elle ne serait pas assez haute pour inonder la péninsule, submerger le site et influencer notre capacité de maîtriser et de refroidir le réacteur au moyen de sources hydrauliques d'urgence.

#### 4.4.1.2.2 Simulation déterministe de tsunamis, suite

Les tremblements de terre entraînés par la faille d'Oak Bay dans la baie Passamoquoddy n'ont pas donné lieu à des tsunamis importants. Ces derniers étaient de moins de 1 m de hauteur, situation similaire aux tsunamis des pires cas qui pourraient être causés par des conditions météorologiques.

#### 4.4.1.2.3 Modélisation probabiliste des tsunamis

Les simulations tridimensionnelles ont permis de confirmer que la plupart des phénomènes qui généreraient des tsunamis n'auraient pas d'incidence sur Point Lepreau. Seulement un glissement de terrain sous-marin postulé et très large le long du plateau continental se produisant dans un emplacement précis du chenal Nord-Est pourrait donner lieu à un contact avec notre station de pompage d'eau de refroidissement du condensateur. Dans quelle mesure cette situation est-elle susceptible de se produire? Des études scientifiques existantes estiment, sur le plan de la largeur et de la fréquence, à quel point ces phénomènes se sont produits par le passé dans les différents emplacements le long du plateau continental. Au moyen de cette information, les experts ont déterminé que de tels phénomènes sont très rares et que la probabilité qu'il y ait d'importants tremblements de terre à Porto Rico et dans la région ibérienne est encore moins vraisemblable. Par ailleurs, si un tsunami se produit en dépit de tout cela, il est fort probable qu'il n'ait aucune incidence sur la centrale.

La **Figure 28** illustre les courbes de risques moyennes si le tsunami se produit en même temps qu'une marée très haute.

La fréquence de dépassement moyenne annuelle (axes verticaux dans la **Figure 28**) est un terme qui nous aide à déterminer la probabilité d'un tsunami d'une certaine taille et dans ce graphique, il est exprimé comme un jet de rive à la centrale nucléaire de Point Lepreau au-dessus du niveau tidal. Si l'inverse de la fréquence de dépassement annuelle est calculé, il en résulte une période moyenne (ou période de retour) à laquelle le tsunami pourrait se produire. Une marée astronomique élevée dans la péninsule de Point Lepreau est environ +4,0 m relativement au niveau moyen de la mer. Pour déterminer la probabilité moyenne totale qu'un tsunami découlant de toutes les sources transatlantiques et locales possibles (soit la ligne noire pleine) puisse toucher la station de pompage d'eau de refroidissement du condensateur, qui s'élève à 7,62 m au-dessus du niveau moyen de la mer, le jet de rive du tsunami aurait à être de 3,62 m supérieure au niveau astronomique de marée haute. Par conséquent, la **Figure 28** affiche 3,62 m pour la fréquence annuelle de déplacement des risques totaux (toutes les sources) d'environ  $1 \times 10^{-5}$  par année ou à une période de retour de 100 000 ans. Il faut noter que le pire cas de tsunami découlant d'un glissement sous-marin qui donne lieu à une hauteur totale de l'eau de 8,3 m (démontrée par les simulations tridimensionnelles susmentionnées) présente une période de retour prédite d'environ 500 000 ans (**Figure 28**) quand on tient compte de la courbe de risques de glissement de terrain seulement (soit la ligne bleue en pointillés).

#### 4.4.1.2.3 Modélisation probabiliste des tsunamis, suite

On pourrait avoir recours à la même logique pour envisager une submersion du reste de la centrale à 13,7 m (niveau astronomique de marée haute de 4 m + 9,7 m dans la **Figure 28**) à une fréquence de  $4 \times 10^{-8}$  par année ou à une période de retour de 25 000 000 d'années. Cependant, il y a une mise en garde pour cette période de retour estimée : il n'y a pas de preuves indiquant que des tsunamis de cette ampleur n'aient jamais frappé la baie de Fundy. Si en fonction des simulations tridimensionnelles, les pires tsunamis possible ne submergent pas le site, Énergie NB est d'avis que la probabilité que le site au complet soit submergé constitue plutôt un artefact du modèle probabiliste plutôt que la réalité; par conséquent, le risque est considéré comme étant négligeable.

Jusqu'à ce point, le potentiel d'un jet de rive de tsunami a été abordé. Cependant, le phénomène d'un tsunami comprend aussi un rabattement, à savoir à quelle distance l'eau se retirera de la rive alors que la vague initiale du tsunami déferle sur la rive. On se demandait en fait si un tel rabattement pourrait ou non endommager les pompes d'eau de refroidissement du condensateur à mesure qu'il se retire pendant que le tsunami touche tout d'abord à la rive. Donc, est-ce qu'il pourrait y avoir des dommages aux pompes d'eau de refroidissement du condensateur même si le tsunami n'entrait pas en contact avec la station de pompage? Pour répondre à la question, l'étude détaillée comprenant aussi les estimations des niveaux d'eau pendant le rabattement et les probabilités associées. La **Figure 29** fournit un exemple pour le cas où le niveau de mer initial de la baie de Fundy est à un niveau moyen de la mer. À la suite d'un examen des spécialistes de systèmes à la centrale nucléaire de Point Lepreau, on a conclu que même s'il y avait plus de tsunamis équivalant à une période de retour de 10 000 ans, les pompes ne seraient pas endommagées par le rabattement d'un tsunami.

#### 4.4.1.3 Conclusions

Une étude détaillée d'éventuels tsunamis dans l'océan Atlantique et la façon dont ces derniers pourraient toucher le site de la centrale nucléaire de Point Lepreau a été réalisée. Elle mentionnait que le risque et, par conséquent, le danger pour la centrale était peu élevé. Seulement le pire cas de tsunami possible simulé indiquait qu'un bâtiment bas, soit la station de pompage d'eau de refroidissement du condensateur, pourrait être touché par un tsunami causé par un glissement de terrain, ce qui est considéré comme un phénomène très rare. Même si ce scénario se produit, la capacité de refroidissement du réacteur, grâce aux services d'urgence et de réserve, ne serait pas influencée. En conclusion, l'étude probabiliste du risque de tsunamis a démontré que Point Lepreau peut être considéré comme un « site sec » en raison de sa hauteur élevée. La protection de dimensionnement actuel pour Point Lepreau est jugée adéquate pour ce qui est du risque de tsunamis.

Même si l'étude détaillée ne révèle aucun risque significatif pour Point Lepreau, l'une des leçons apprises de l'accident de Fukushima Daiichi consiste à ne pas faire trop confiance aux modèles et études analytiques. Nous devons tout de même composer avec l'inconnu et aux scénarios « Qu'arriverait-il si? ». Par conséquent, aux fins de protection supplémentaire, une procédure a été mise sur place à la centrale nucléaire de Point Lepreau dans l'éventualité d'un tsunami. Elle indique aux exploitants de la centrale de prendre des mesures de plus en plus défensives et d'adopter une position sécuritaire avec la centrale en vue de protéger la population et ses travailleurs de la centrale. Cette procédure touche à la nature d'un avis, d'une alerte ou d'un avertissement de tsunami, et pourrait éventuellement comprendre la fermeture de la centrale avant l'arrivée du tsunami.

#### 4.4.1.4 Incidence de l'EPS

L'EPS a démontré que les tsunamis ne constituent pas une préoccupation significative pour Point Lepreau. Elle révèle aussi que le jet de rive et le rabattement peuvent être exclus d'une autre analyse détaillée. Par conséquent, aucune autre étude probabiliste de la sûreté quant aux inondations externes n'est nécessaire pour évaluer les vulnérabilités ou déterminer les améliorations à apporter la centrale en matière de risques de tsunamis.

## 5.0 Évaluation des autres risques externes

### 5.1 Introduction

Afin de confirmer la portée de l'EPS de la centrale nucléaire de Point Lepreau, tous les risques externes possibles ont été soumis à un examen et un dépistage exhaustifs à l'aide d'une liste complète obtenue en consultant diverses sources. Les critères de sélection ont été définis, puis chaque événement a été évalué à l'aide de ces critères afin d'établir s'il pouvait représenter un risque. Finalement, les événements retenus ont fait l'objet d'une analyse limitative dont les résultats indiquaient si une analyse plus détaillée dans le cadre de l'EPS était requise.

### 5.2 Méthodologie

La première étape de l'évaluation des risques externes est d'en dresser la liste et de nombreuses sources offrent des listes. Les documents suivants ont été consultés afin d'obtenir une liste complète de tous les risques externes possibles :

1. Commission canadienne de sûreté nucléaire — révision 1 C-6 [12]
2. Commission canadienne de sûreté nucléaire — REGDOC 2.4.1 [13]
3. United States Nuclear Regulatory Commission — NUREG/CR-2300 [14]
4. Agence internationale de l'énergie atomique — TECDOC-1341 [15]
5. Agence internationale de l'énergie atomique — TECDOC-1487 [16]
6. American Society of Mechanical Engineers - ASME/ANS RA-Sb-2013 [17]

La liste la plus complète se trouve dans ASME/ANS RA-Sb-2013 [17]. Deux autres risques possibles ont toutefois été ajoutés à cette liste, à savoir i) les interférences électromagnétiques de l'équipement de télécommunications, et ii) les événements touchant d'autres réacteurs sur le site. Puisque la centrale nucléaire de Point Lepreau n'a qu'un seul réacteur, le second risque ne s'applique pas.

La méthodologie de sélection est conforme aux pratiques internationales et plus particulièrement à ASME/ANS RA-Sb-2013 [17].

## 5.2 Méthodologie, suite

Après avoir dressé la liste exhaustive de tous les risques externes (consulter le **Tableau 4**), l'étape suivante fut de déterminer s'il était possible d'écarter certains événements. Pour ce faire, deux types de sélection ont été utilisés :

1. l'examen préliminaire,
2. l'analyse limitative.

L'examen préliminaire est une méthode qualitative et l'analyse limitative est une méthode quantitative. Chaque risque a d'abord été soumis à l'examen préliminaire et s'il était écarté, aucune analyse détaillée n'était requise dans le cadre d'une EPS. L'examen préliminaire comporte cinq critères tandis que l'analyse limitative en utilise deux critères.

- Examen préliminaire :

*Critère 1 : L'endommagement possible associé au risque est égal ou moindre que dans le cas d'événements pour lesquels la centrale a été conçue. Ce critère exige un examen des bases de la conception de la centrale afin d'évaluer la résistance des structures et des systèmes de la centrale à un événement externe particulier.*

*Critère 2 : La fréquence moyenne du risque est considérablement plus faible que celle d'un autre événement, en tenant compte des incertitudes dans les estimations de ces deux fréquences, et l'événement ne peut entraîner des conséquences pires que celles de l'autre événement.*

*Critère 3 : Le risque ne peut se produire suffisamment près de la centrale pour avoir une incidence. Ce critère doit être utilisé en tenant compte de l'échelle des amplitudes possibles de l'événement pour les périodicités pertinentes.*

*Critère 4 : Le risque est inclus dans la définition d'un autre événement.*

*Critère 5 : Le risque se produit lentement et on peut prouver qu'il y a suffisamment de temps pour éliminer la source de la menace ou réponse de manière adéquate.*

- Analyse limitative :

*Critère A : La fréquence moyenne du risque est de  $<10^{-5}$  par an, et la valeur moyenne de la probabilité<sup>3</sup> conditionnelle d'endommagement du cœur est estimée être de  $<10^{-1}$ .*

*Critère B : La fréquence d'endommagement du cœur, calculée à l'aide d'une analyse limitative (nettement conservative), a une fréquence moyenne de  $<10^{-6}$  par an.*

---

<sup>3</sup> La valeur moyenne de la probabilité conditionnelle se définit comme la probabilité que l'endommagement du cœur supposant que l'événement déclencheur s'est produit.

## 5.2 Méthodologie, suite

À l'aide des critères de sélection internationaux et conformément à ASME/ANS RA-Sb-2013 [17], cinq risques ont été étudiés de manière détaillée et ensuite soumis à une analyse limitative. Il s'agit des cinq risques suivants :

- écrasements d'avion;
- évènements biologiques (p. ex., moules zébrées);
- inondations externes, y compris :
  - évènements de pluie extrême;
  - tsunamis de toutes origines;
- vents extrêmes, y compris :
  - tornades;
  - ouragans;
  - vents rectilignes;
- accidents de transport.

La combinaison de différents risques a également été examinée.

La méthodologie de sélection de l'analyse limitative dans le cas des risques liés aux vents multiplie la fréquence des vents à différentes vitesses par la probabilité moyenne de dommages (à l'aide des calculs de la pression du vent ou de la fragilité du missile) pour la structure visée et son contenu. Elle effectue ensuite une comparaison entre les résultats et les critères A et B ci-dessus. Si aucun critère ne permet d'écarter l'évènement après cette première comparaison, d'autres mesures sont envisagées afin de répondre à l'un des critères.

Le paragraphe 6.20 du *Guide SSG-3* [18] de la *Safety Series* de l'Agence internationale de l'énergie atomique énonce ce qui suit : [traduction] « *Pour éliminer des risques particuliers de la catégorie des vents violents, il faut prouver que les conditions climatiques propres à l'emplacement de la centrale appuient l'hypothèse que ces risques sont insuffisants pour causer des dommages (p. ex. les ouragans dans une zone non côtière). Les risques de vent susceptibles de causer des dommages peuvent être écartés uniquement lorsqu'il est prouvé que la fréquence du dépassement d'une vitesse de vent particulière est négligeable.* » Par conséquent, certains risques particuliers peuvent être éliminés (écartés) de la catégorie des risques de vents violents s'il est établi que ces risques ne sont pas suffisamment importants pour endommager les structures, les systèmes et les composants essentiels de la centrale et compromettre le contrôle du réacteur, des sources froides ou l'intégrité du confinement.

La méthodologie de sélection inclut le calcul de la fréquence de la défaillance complète pour différentes cibles (c.-à-d. les édifices) provoquée par la pression du vent et des missiles projetés par des tornades, des ouragans ou des vents rectilignes. Le résultat de la sélection montre qu'aucune analyse détaillée supplémentaire d'évènements de vents violents n'est requise dans le cadre de l'EPS.

## 5.3 Combinaison des risques externes

La combinaison de risques externes possibles a été catégorisée comme suit :

1. Les risques fortuits, c.-à-d. les risques qui se produisent simultanément en l'absence de mécanisme commun. Par exemple, un tremblement de terre se produisant peu de temps après un accident d'avion, ou vice versa. Mathématiquement, ces évènements sont indépendants;
2. Les risques consécutifs, c.-à-d. les risques qui ont un lien de causalité. Puisque ces combinaisons sont possibles uniquement si la première condition est remplie, l'ordre dans lequel ils se produisent est très important. Par exemple, un tremblement de terre peut provoquer un déraillement en voie, mais l'inverse n'est pas possible;
3. Les risques corrélés, c.-à-d. les risques qui proviennent d'un même évènement parent. Par exemple, un rejet de gaz toxique et un accident ferroviaire peuvent survenir à la suite de l'évènement parent – le déraillement en voie. Cependant, dans certaines circonstances, il est possible qu'un évènement ait une influence sur un autre;
4. Les risques non applicables, c.-à-d. les combinaisons de risques qui :
  - ne peuvent pas physiquement se produire simultanément,
  - ne sont pas corrélées et ne peuvent pas se produire de manière fortuite ou consécutive. Par exemple, une défaillance du sol ne peut pas provoquer un tremblement de terre.

Ces risques sont écartés.

Les risques fortuits sont écartés si la fréquence de la combinaison de ces risques est inférieure au seuil de  $10^{-6}$  évènements par an. La fréquence de la combinaison des risques est obtenue en multipliant la fréquence d'un risque par la probabilité qu'un autre risque se produise simultanément ( $F_{\text{comb}} = F_{\text{Évènement A}} \times P_{\text{Évènement B}}$ ).

La fréquence des risques consécutifs est calculée en multipliant la fréquence de l'évènement initial (évènement A) par la valeur de probabilité subjective  $P_{\text{comb}}$  ( $F_{\text{comb}} = F_{\text{Évènement A}} \times P_{\text{comb}}$ ). La valeur de  $P_{\text{comb}}$  peut être établie selon la probabilité que la combinaison d'évènements survienne : probable (1.0), possible (0.1), peu probable ( $10^{-2}$ ) ou très improbable ( $10^{-4}$ ). La combinaison est écartée si la fréquence est inférieure à  $10^{-6}$ .

La fréquence de la combinaison des risques corrélés est calculée en multipliant la fréquence annuelle d'un évènement parent par les probabilités conditionnelles des évènements enfants ( $F_{\text{comb}} = F_{\text{parent}} \times P_A \times P_B$ ).

L'évaluation a conclu qu'aucune combinaison de risques externes n'exige une analyse plus détaillée dans le cadre de l'EPS de la centrale de Point Lepreau. Toutes les combinaisons de risques externes ont été écartées.

## 5.4 Conclusion

Tous les risques externes susceptibles d'avoir une incidence sur le site de la centrale nucléaire de Point Lepreau et toutes les combinaisons possibles de ces risques ont fait l'objet d'un examen complet. L'information la plus récente sur les risques, y compris les résultats des études probabilistes de pointe des risques de tsunami et des risques de vents violents, a été examinée en fonction des critères de sélection de l'examen préliminaire et de l'analyse limitative dans le but d'établir si une analyse plus détaillée dans le cadre de l'EPS est requise. Les risques sismiques ont toujours été inclus dans la portée de l'EPS de la centrale nucléaire de Point Lepreau. Les études supplémentaires ont montré qu'aucun autre risque externe n'exigeait une analyse plus détaillée. Les risques de vents violents et d'inondations externes, y compris les tsunamis, ont été écartés et n'exigent aucune EPS.

## 6.0 Survol des méthodes d'EPS

L'évaluation des risques repose sur le concept voulant que le produit de la fréquence d'occurrence d'un événement et les répercussions de cet événement représente une quantité utile et pertinente. Ce produit se définit comme étant le risque qu'un événement se produise et est exprimé en unités de conséquence par unité de temps.

L'évaluation des risques permet de quantifier le degré de sûreté inhérent à une activité possiblement dangereuse et offre un moyen de comparer la sûreté relative de plusieurs activités et processus industriels semblables. L'un des principes de l'évaluation des risques est que plus la valeur numérique d'un risque associé à un événement précis ou une combinaison d'événements précis, plus cet ou ces événements sont importants dans l'optique de la sûreté. Par conséquent, les mesures visant à réduire le risque calculé améliorent le niveau de sûreté. L'EPS est le processus par lequel un risque est quantifié et qui permet de déterminer les principaux facteurs contribuant à ce risque. Ces facteurs peuvent être utilisés, au besoin, pour établir des stratégies de réduction des risques et d'amélioration de la sûreté.

## 6.1 Objectifs de sûreté

### 6.1.1 Évolution du cadre des objectifs de sûreté

En règle générale, les objectifs de sûreté évaluent si les dispositions de sûreté intégrées à la conception et au processus opérationnel d'une installation nucléaire sont suffisantes ou adéquates [33]. Dans un cadre, l'utilisation d'objectifs de sûreté correspond aux principes de la politique sur la sûreté nucléaire, qui comprend l'incidence du travail sur le contrôle de la puissance du réacteur, le refroidissement du combustible et le confinement de la radioactivité. La compréhension du rôle du travail dans le cadre des objectifs de sûreté contribue à la culture de la sûreté nucléaire. Il est possible d'exprimer ou de caractériser les objectifs de sûreté comme le montre la **Figure 30**, une adaptation du document de référence [19].

## 6.1.1 Évolution du cadre des objectifs de sûreté, suite

D'après la définition qui en a été donnée [33], la base fondamentale du cadre des objectifs de sûreté destiné à être mis en œuvre au Canada doit s'harmoniser avec le consensus international voulant que l'atteinte de l'objectif de sûreté global et le respect des 10 principes de sûreté exposés dans le document *Principes fondamentaux de sûreté* [1] de l'AIEA nécessitent de hiérarchiser les objectifs de sûreté au lieu d'établir un seul objectif de sûreté ou une valeur quantifiée. Un certain nombre de rapports produits au cours des cinq dernières années par l'AIEA [20] et l'Agence de l'Organisation de coopération et de développement économiques pour l'énergie nucléaire [21] font référence au concept de la hiérarchie des objectifs de sûreté. Qui plus est, l'AIEA est en train d'élargir le concept de cadre hiérarchique des objectifs de sûreté dans un document technique en cours d'élaboration.

La notion de base est la suivante : collectivement, les objectifs de sûreté et leurs éléments complémentaires veillent à ce qu'un niveau de sûreté acceptable soit maintenu et à ce que l'objectif de sûreté global soit atteint, notamment, la protection de la vie et de la santé du public. Les objectifs de sûreté peuvent être qualitatifs ou quantitatifs. En outre, le terme « *objectifs* » est synonyme de « critères », de « buts » ou de « cibles », et tout échec par rapport à l'un d'eux ne signifie pas nécessairement que les objectifs de santé globaux n'ont pas été atteints [33]. Conceptuellement, la **Figure 31** montre comment représenter le cadre des objectifs de sûreté. L'industrie canadienne est en train de mettre au point un cadre hiérarchique pratique et logique qui repose sur ces concepts et qui est compatible avec ceux-ci afin de débrouiller la complexité de la communication des risques. L'approche adoptée à la centrale nucléaire de Point Lepreau évolue au fur et à mesure que l'approche de l'industrie se transforme.

### Objectif de sûreté de niveau supérieur

L'objectif de sûreté de niveau supérieur [33] est un énoncé qualitatif de l'objectif de santé fondamental, tel qu'il est défini dans le document *Principes fondamentaux de sûreté* [1] de l'AIEA, notamment :

« *L'objectif fondamental de sûreté est de protéger les personnes et l'environnement contre les effets nocifs des rayonnements ionisants.* »

La protection de la vie et de la santé du public passe avant tout. Toutefois, il est reconnu que le processus d'évaluation environnementale traite normalement de l'enjeu de la protection de l'environnement.

## 6.1.1 Évolution du cadre des objectifs de sûreté, suite

### Objectifs de sûreté de niveau élevé

Au deuxième rang de la hiérarchie [33] se trouve un ensemble d'objectifs de sûreté qui caractérisent davantage les objectifs de santé de manière semi-quantitative. Ces objectifs de sûreté ont pour but de faciliter la communication des risques à l'appui du processus décisionnel basé sur le risque de la haute direction de la CCSN, des titulaires de permis, des membres de la CCSN et, possiblement, du public. Ce processus décisionnel consiste en une délibération au sens où l'entend le dictionnaire Oxford, c'est-à-dire « une discussion ou un examen approfondi », et est semblable à ce qui est décrit dans le document NUREG-2150 [22] de la Commission de réglementation de l'énergie nucléaire des États-Unis.

### Objectifs de sûreté de niveau intermédiaire

Les objectifs de sûreté de troisième niveau [33] sont axés sur les programmes, les mesures et les actions qui assurent une défense en profondeur contre les événements de dimensionnement et les événements hors dimensionnement. À ce rang de la hiérarchie, les principes qui guident les objectifs de sûreté sont largement liés à la gestion du risque et, par conséquent, sont axés sur l'action. En voici quelques exemples :

- harmoniser les programmes des titulaires de permis avec les 14 domaines de sûreté et de réglementation de la CCSN;
- harmoniser les 14 facteurs de sûreté énumérés dans le bilan périodique de la sûreté de l'AIEA (*Guide de sûreté n° SSG-25* de l'AIEA);
- harmoniser les objectifs de sûreté avec les principes du chef de l'exploitation nucléaire du titulaire de permis régissant les événements hors dimensionnement;
- fournir et mettre en place de l'équipement d'atténuation en cas d'urgence afin d'empêcher un accident de s'aggraver ou d'atténuer les événements hors dimensionnement, le cas échéant;
- mettre en œuvre des lignes directrices pour la gestion des accidents graves;
- instaurer un programme de préparation aux situations d'urgence.
- La nécessité de former les intervenants et de mettre en pratique différents éléments afin de démontrer que les objectifs de sûreté peuvent être atteints est complémentaire à l'établissement de ces mesures.

## 6.1.1 Évolution du cadre des objectifs de sûreté, suite

### Objectifs de sûreté de niveau inférieur

Le quatrième rang de la hiérarchie [33] consiste en un ensemble précis d'objectifs et de critères de sûreté quantitatifs, dont ceux qu'utilisent traditionnellement l'analyse de sûreté déterministe et l'EPS. Ces objectifs sont axés sur la caractérisation et l'analyse du risque. Par exemple, ils comprennent ce qui suit :

- les critères d'acceptation appliqués dans l'analyse de sûreté déterministe pour respecter les exigences du document REGDOC 2.4.1 [13] et définir les limites d'exploitation sûre;
- les objectifs de sûreté de substitution utilisés dans l'EPS;
- l'emploi de méthodes complémentaires qui évaluent systématiquement les risques de manière semi-quantitative ou qualitative.

Énergie NB se concentre essentiellement sur les niveaux intermédiaire et inférieur du cadre des objectifs de sûreté par l'élaboration et la mise en œuvre d'analyses de sûreté déterministes et probabilistes et divers programmes en centrale nucléaire. Collectivement, les éléments qualitatifs (axés sur l'action) du niveau intermédiaire, ainsi que les objectifs et les critères précis (quantitatifs) du niveau inférieur, confirment que les objectifs de santé de niveau supérieur sont atteints. Cette confirmation repose sur des valeurs numériques, mais elle doit aussi prendre en considération la robustesse de la conception, de l'exploitation et des programmes de la centrale, selon les principes de la défense en profondeur, ainsi que les incertitudes et les facteurs atténuants. Quant à la CCSN, elle se centre généralement sur les niveaux supérieur et élevé pour prendre des décisions sur l'octroi de permis d'après tout ce qui précède et les observations du titulaire de permis qui découlent des éléments des niveaux intermédiaire et inférieur du cadre des objectifs de sûreté.

Comme nous l'avons mentionné précédemment, les services publics canadiens se servent des EPS pour justifier les décisions ayant trait aux changements opérationnels et conceptuels et régler les problèmes techniques et réglementaires au fur et à mesure qu'ils surviennent. Conformément aux approches internationales actuelles, les EPS sont réalisées en fonction d'une unité ou d'un risque en particulier, et les objectifs de sûreté sont généralement appliqués en ce sens. La communauté internationale en est à différents stades de l'élaboration de méthodes d'agrégation des risques de l'EPS pour les centrales à tranches multiples et l'ensemble des risques. Énergie NB se penchera sur l'applicabilité de ces méthodes et des objectifs de sûreté à la centrale nucléaire de Point Lepreau, étant donné qu'ils évoluent au fil du temps.

### 6.1.2 Limitation de la magnitude des risques externes

La centrale nucléaire de Point Lepreau a été conçue et construite de manière à résister à un large éventail de risques internes hypothétiques, alors que les valeurs seuils opérationnelles ont été principalement établies sur la base d'une analyse déterministe qui supposait que la condition défavorable ou l'évènement initiateur était indépendant de la fréquence des événements. Par conséquent, il est approprié, lorsque l'on évalue les risques internes, de considérer les risques indépendamment de leur fréquence. Les EPS liées aux événements, aux inondations et aux incendies internes prennent donc en considération des fréquences très faibles pour les événements initiateurs. Toutefois, les risques externes ont été traités différemment dans la conception et la construction de la centrale, car la définition de la magnitude des risques externes que la centrale devait supporter tient compte de fréquences précises. Par exemple, pour la conception du bâtiment de service, un risque éolien se produisant une fois tous les 100 ans a été utilisé, et, pour les séismes, la magnitude d'un tremblement de terre considéré comme étant un événement de dimensionnement équivalait à un événement se produisant une fois tous les 1 000 ans environ.

Pour donner suite au Plan d'action intégré [4] de la CCSN, l'industrie canadienne s'efforce de confirmer que les centrales peuvent survivre et atteindre les objectifs de sûreté, dont une condition de niveau d'examen (magnitude d'un risque externe) équivalente à une périodicité de 10 000 ans et, pour les risques de magnitude élevée, mais de fréquence encore moindre, de déterminer les vulnérabilités qui peuvent être bénéfiques pour la centrale si de tels changements sont raisonnables et pratiques et font l'objet d'une analyse coûts-avantages. Compte tenu de la dépendance de la conception initiale de la centrale à la fréquence des risques externes, il n'est pas raisonnable ni justifiable de démontrer que la centrale réussirait à atteindre les objectifs de sûreté pour n'importe quelle fréquence. Par conséquent, une fréquence de coupure est généralement utilisée pour s'assurer que les estimations des risques sont valables au moment de comparer les objectifs de sûreté et de tirer des conclusions.

### 6.1.3 Critères d'acceptation (objectifs de sûreté)

À l'échelle internationale, les critères d'acceptation des EPS sont appelés « objectifs de sûreté ». Les principes fondamentaux de sûreté que l'AIEA a établis dans le document INSAG-12 [23] pour les centrales nucléaires stipulent, sous l'objectif général de sûreté nucléaire de « protéger les personnes, la société et l'environnement en établissant et en maintenant, dans les centrales nucléaires, un système efficace de défense contre les risques radiologiques », ce qui suit :

- utiliser pleinement les modèles de calcul dans l'analyse des risques;
- favoriser la mise en œuvre de l'objectif générique de sûreté nucléaire.

### 6.1.3 Critères d'acceptation (objectifs de sûreté), suite

Il est important de formuler des cibles quantitatives, c'est-à-dire des « objectifs de sûreté ». Le document INSAG-12 [23] indique également :

*27. Pour les centrales nucléaires existantes conformes à l'objectif de sûreté technique, la cible est une fréquence de dommages graves au cœur du réacteur inférieure à environ  $10^{-4}$  événements par année-réacteur. La gestion des accidents graves et les mesures d'atténuation pourraient diviser par au moins 10 la probabilité de rejets massifs externes nécessitant une intervention externe à court terme. L'application de tous les principes de sûreté et des objectifs du paragraphe 25 aux futures centrales pourrait permettre de réaliser l'objectif amélioré de tout au plus  $10^{-5}$  événements causant des dommages graves au cœur du réacteur par année-réacteur. Pour ces futures centrales, un autre objectif consiste en l'élimination pratique des séquences d'accidents risquant de provoquer des rejets radioactifs précoces et massifs. Le processus de conception tiendrait compte des accidents graves qui pourraient impliquer une défaillance tardive de l'enceinte, ainsi que des hypothèses réalistes et des analyses de la meilleure estimation, de façon à ce que leurs conséquences ne nécessitent que des mesures de protection limitées dans l'espace et le temps. [traduction libre]*

Les principes de l'INSAG-12 [23] de l'AIEA se retrouvent dans le Guide de sûreté n° SSG -3 [18] de l'AIEA, auquel le document réglementaire REGDOC-2.4.2 [24] de la CCSN fait référence à titre de ligne directrice. Ainsi, les objectifs de sûreté de la centrale nucléaire de Point Lepreau ont été établis de façon à s'harmoniser avec la ligne directrice internationale et les exigences en matière de réglementation s'appliquant aux centrales nucléaires existantes (c'est-à-dire que les objectifs de sûreté fixés pour les futures centrales dans le document réglementaire REGDOC-2.5.2 [25] ne s'appliquent pas).

Le **Tableau 11** présente les objectifs de sûreté pour l'EPS de la centrale nucléaire de Point Lepreau.

#### 6.1.3.1 Interprétation des objectifs de sûreté

Comme nous l'avons mentionné dans la section 1.0, les praticiens de l'EPS reconnaissent généralement que la comparaison des estimations des risques et des objectifs de sûreté prédéfinis ne représente pas la plus grande utilité sur le plan de la sûreté lorsqu'ils réalisent une EPS. Le plus important, ce sont les conclusions de l'EPS; la compréhension de l'évolution des risques; le développement des séquences d'événements et ce qu'elles révèlent; la détection des faiblesses du système de défense en profondeur; le recensement des vulnérabilités, dont des vulnérabilités en un point unique; et la détermination des points à améliorer qui maximisent la réduction des risques.

Les objectifs de sûreté sont représentés par deux valeurs quantitatives : l'« objectif de sûreté » et la « cible ». En général, l'objectif de sûreté désigne la valeur de la limite supérieure au-dessous de laquelle il est souhaitable de maintenir le risque moyen quantifié par l'EPS. Le dépassement de l'objectif est pris au sérieux et requiert des mesures obligatoires (p. ex. l'amélioration du modèle ou des données, l'établissement de mesures compensatoires, la modification de la conception ou de la procédure) afin :

### 6.1.3.1 Interprétation des objectifs de sûreté, suite

- de ramener le risque quantifié moyen à une valeur inférieure à l'objectif de sûreté dans un délai acceptable pour la CCSN;
- de démontrer que la sûreté globale de la centrale est acceptable par le biais d'objectifs de sûreté intermédiaires (consulter la **Figure 31**).

La cible est un objectif administratif que l'organisation s'efforce de réaliser dans une intention d'amélioration continue. Toutes les mesures d'amélioration font l'objet d'une analyse coûts-avantages et de contraintes opérationnelles. Les valeurs quantitatives moyennes des risques qui atteignent la cible sont considérées comme étant parfaitement acceptables.

La **Figure 32** illustre les concepts susmentionnés.

## 6.2 Reconnaître la valeur de l'équipement d'atténuation d'urgence dans une EPS

À la suite des directives envoyées par le tribunal de la Commission canadienne de sûreté nucléaire dans le cadre du processus de renouvellement de permis de la centrale nucléaire de Pickering, l'industrie canadienne a modifié ses modèles de référence, le cas échéant, afin d'inclure l'équipement d'atténuation portatif d'urgence (consulter la section 3.4) dans les EPS afin d'en évaluer les avantages. Le fait de reconnaître la valeur de l'équipement d'atténuation portatif d'urgence et des stratégies afférentes dans une EPS est justifié par plusieurs raisons :

- Une EPS est une évaluation probabiliste et, contrairement à une analyse de la sûreté qui repose sur une démarche ciblant les défaillances uniques/doubles des systèmes, elle présume que tous les systèmes présentent une possibilité de défaillance.
- Le but d'une EPS est d'évaluer *toutes* les combinaisons crédibles de défaillances ainsi que les mesures d'atténuation possibles pour calculer les vulnérabilités de la centrale pour tous les accidents et leurs conséquences. Les estimations relatives aux risques d'endommagement du cœur ou de rejets de grande envergure peuvent aussi être comparées aux objectifs en matière de sûreté. Par contre, pour limiter les coûts, on établit parfois des hypothèses prudentes, notamment en présumant la défaillance des systèmes du groupe 1 et de l'équipement à la suite d'un événement sismique en ne les incluant pas dans les modèles.
- Si la combinaison modélisée des défaillances de systèmes et d'équipement indique une très faible probabilité d'accident grave, cela signifie que les procédures et les lignes directrices en place dans la centrale sont appropriées et permettent d'appliquer des mesures d'atténuation d'urgence et ainsi d'atténuer les répercussions (soit le but premier de ces mesures).
- La centrale nucléaire de Point Lepreau a acquis un équipement d'atténuation d'urgence fiable, dont le déploiement a été mis en pratique pour démontrer que les objectifs essentiels en matière de rendement peuvent être atteints. Le personnel peut ainsi avoir grandement confiance que tous les risques d'accident peuvent être atténués ou éliminés.

## 6.2 Reconnaître la valeur de l'équipement d'atténuation d'urgence dans une EPS, suite

- Cet équipement d'urgence fait partie des mesures d'atténuation plutôt que d'être incorporé directement dans les modèles d'arborescence d'évènements. En dépit du fait qu'il n'y ait peut-être pas de consensus international sur la modélisation de l'équipement d'atténuation d'urgence dans l'EPS, ce dernier a été inclus dans l'EPS de Point Lepreau, s'il y a lieu et conformément à la méthodologie soumise et acceptée par la CCSN.
- Cet équipement d'urgence fait partie des mesures d'atténuation plutôt que d'être incorporé directement dans les modèles d'arborescence d'évènements, ce qui donne lieu à une probabilité plus conservatrice (à savoir, plus élevée) des valeurs de défaillance.
- Jusqu'à maintenant, l'équipement d'atténuation d'urgence a seulement été traité dans l'EPS dans le cas d'incendies et de phénomènes sismiques.
- La façon de faire de la centrale de Point Lepreau est cohérente avec celle d'autres installations de services publics canadiennes. La centrale utilise des méthodes d'EPS qui reconnaissent la valeur de l'équipement d'atténuation d'urgence et qui sont approuvées par la Commission.

## 6.3 Méthodes d'EPS pour les risques internes

L'objectif d'une EPS de niveau 1 est de cerner les occurrences, au sein d'une centrale, qui peuvent perturber le refroidissement du combustible, d'établir les plans d'intervention du personnel de la centrale et de déterminer les systèmes qui peuvent être utilisés pour atténuer la situation. Selon la réussite ou l'échec des systèmes d'atténuation, l'évènement peut mener à un résultat positif, à un état d'endommagement de la centrale ou à un endommagement du cœur du réacteur.

Habituellement, la première EPS réalisée pour une centrale sera de niveau 1 (EPS sur les évènements internes lorsque le réacteur est en fonction). Les efforts déployés dans le cadre de cette EPS ont pour but de créer des modèles sur ce que peuvent faire les systèmes d'atténuation pour une perturbation donnée et sur la façon dont ces systèmes peuvent échouer. Dans les EPS visant d'autres types d'évènements initiateurs (p. ex., inondation interne et évènement sismique), les efforts déployés auront pour but de déterminer l'incidence de ces évènements sur les systèmes d'atténuation.

Dans une EPS de niveau 1, l'objectif est de quantifier la fréquence des dommages pouvant être causés au cœur. Une fois que le cœur a été endommagé, il y a un risque que de la matière radioactive présente dans le combustible soit rejetée dans l'enceinte de confinement. La centrale nucléaire de Point Lepreau comprend un système de confinement à pression positive fiable (décrit dans la section 2.3.5.5), qui prévient les rejets de matière radioactive produits par la centrale d'être libérés dans l'environnement.

## 6.3 Méthodes d'EPS pour les risques internes, suite

Une EPS de niveau 2 porte sur les défaillances de système et les phénomènes accidentels qui pourraient entraîner une émission dans l'environnement ainsi que le moment et l'ampleur de l'émission. Ces renseignements sont jumelés au modèle de l'EPS de niveau 1 afin de quantifier la fréquence des émissions possibles de matière radioactive de grande envergure. La **Figure 33** présente un aperçu simplifié du processus d'EPS.

Les méthodes utilisées dans le cadre des différentes études ainsi que les exigences propres à chacune de ces études sont décrites dans les sous-sections qui suivent. À la centrale nucléaire de Point Lepreau, les EPS sur les pannes d'électricité, les incendies sismiques internes et les inondations internes constituent la base sur laquelle repose le modèle de l'EPS pour les événements internes lorsque le réacteur est en fonction.

### 6.3.1 EPS de niveau 1 sur les événements internes lorsque le réacteur est en fonction

Afin d'atteindre les objectifs indiqués dans la section 1.2, une EPS de niveau 1 sur les événements internes comprend des estimations de la fréquence globale des dommages causés au cœur à la suite de défaillances dans la centrale ainsi que de la fréquence des séquences d'accidents qui entraînent de graves répercussions sur le plan financier. L'analyse consiste à déterminer les événements initiateurs applicables, à déterminer l'intervention des systèmes de la centrale tout au long de l'événement (au moyen des arborescences des événements et des défaillances) et à quantifier les séquences détaillées des accidents, en mettant l'accent sur celles qui causent des dommages au cœur, sur leurs causes fondamentales et leur fréquence. Les événements internes sont déterminés puis analysés dans un contexte où le réacteur est en fonction et un contexte où le réacteur est en arrêt.

Une centrale peut être aménagée d'innombrables façons, en fonction du cycle de service de l'équipement, de l'entretien et des mises à l'essai. De plus, il faut franchir plusieurs étapes pour passer d'une configuration à l'autre. Aux fins de l'EPS, nous nous limitons à deux contextes : fonctionnement du réacteur et arrêt du réacteur. Le contexte où le réacteur est en fonction est analysé dans la section qui suit. Le contexte où le réacteur est arrêté est analysé dans la section 6.3.2.

Conformément au document REGDOC-2.4.2 [24], toutes les méthodes utilisées dans le cadre d'une EPS à la centrale nucléaire de Point Lepreau Nuclear ont été approuvées sur le plan réglementaire.

### 6.3.1.1 Détermination des évènements initiateurs

Pour s'assurer que l'EPS est rigoureuse, il est nécessaire d'analyser les scénarios crédibles qui pourraient survenir au cours de la durée de vie d'une centrale. L'établissement de ces scénarios constitue la première étape de l'évaluation et la base des travaux d'analyse subséquents. Pour assurer l'exhaustivité de l'ensemble de scénarios choisis aux fins de l'EPS, des schémas logiques maîtres ont été utilisés au cours de l'examen systématique de la centrale pour les évènements initiateurs. Ces schémas génèrent un ensemble complet de scénarios en matière d'évènements internes.

En résumé, l'examen systématique des évènements initiateurs a été divisé en plusieurs étapes :

- Déterminer les sources distinctes de matière radioactive dans la centrale.
- Cerner les mécanismes dans le cadre desquels la matière radioactive peut être déplacée de son emplacement habituel.
- Déterminer les défaillances survenant au cours d'un évènement initiateur et qui peuvent entraîner un déplacement de la matière.
- Regrouper les évènements initiateurs en vue de l'analyse.
- Attribuer une fréquence à chaque groupe d'évènements initiateurs.

La liste complète des évènements initiateurs pour une EPS de niveau 1 sur les évènements internes (lorsque le réacteur fonctionne et est en arrêt) se trouve dans le **Tableau 5**.

### 6.3.1.2 Détermination de la fréquence des évènements initiateurs

La fréquence est établie pour chaque évènement initiateur interne. Pour différencier les méthodes de calcul de la fréquence, un nombre a été ajouté à la fin des codes dans la colonne « Code d'évènement initiateur ». Ce nombre représente les méthodes de dérivation de la fréquence suivantes :

1. Fréquence dérivée de l'expérience en matière de fonctionnement
2. Fréquence dérivée des calculs visant à déterminer les données sur les conduites
3. Fréquence dérivée de l'analyse de l'arborescence des défaillances

### 6.3.1.3 Évolution des évènements

Après avoir déterminé les évènements initiateurs (et avant d'établir l'arborescence des évènements), il faut définir les rôles en matière de sûreté nécessaires pour prévenir l'endommagement du cœur (p. ex. évaluation de la chaleur). Par la suite, il faut déterminer les systèmes de sûreté ou liés à la sûreté (ainsi que les systèmes de soutien) qui sont requis pour assumer les rôles précédemment établis, comme le système d'eau de service, circuit d'air de l'instrumentation ou système d'alimentation électrique. Les critères de réussite de chaque système nécessaire pour assurer la fonction de sûreté sont ensuite définis. Ces critères peuvent comprendre, pour un système donné, le nombre de pompes requis et la durée pendant laquelle elles doivent fonctionner pour assumer la fonction de sûreté. L'évolution d'un évènement, qui est présentée sous forme de séquence d'accident dans l'EPS, est considérée comme étant terminée lorsqu'un état stable et durable est atteint.

Les séquences d'accidents sont regroupées en catégories, qu'on appelle « états d'endommagement de la centrale ». Ces états sont énumérés dans le **Tableau 6**. Les accidents endommageant gravement le cœur sont des accidents hors dimensionnement dans le cadre desquels survient une perte (rapide ou lente) de l'intégrité structurelle du réacteur. Les accidents entraînant de graves dommages au cœur sont définis par les états 0, 1 et 2. Une perte de l'intégrité structurelle du cœur provoque une dégradation des sources froides, ce qui fait en sorte que les dommages causés au cœur touchent plusieurs canaux de combustible et la dislocation du cœur. La structure du cœur est constituée de la calandre et du bouclier d'extrémité. Les accidents de déformation du cœur sont ceux où l'intégrité structurelle du cœur est maintenue, mais où un canal de combustible est déformé. Ce type d'accident survient lorsque la chaleur du combustible est dissipée par le modérateur (qui agit comme source froide) au lieu d'être évacuée par le caloporteur dans le circuit caloporteur. Il est caractérisé par les états d'endommagement de niveaux 3 et 4. Les états 5 à 7 sont des états finaux où le refroidissement d'urgence du cœur est une réussite, mais pas totalement efficace, ce qui entraîne tout de même une dégradation considérable du combustible. Les scénarios causant des dommages limités au combustible sont des états 8 et 9. Un état 10 représente une émission de tritium dans l'enceinte de confinement.

### 6.3.1.4 Arborescences des évènements

Lorsque les évènements initiateurs et les systèmes d'atténuation (ou les rôles) ont été déterminés, on établit des arborescences des évènements. Elles illustrent les séquences qui pourraient survenir après l'évènement initiateur, en modélisant les combinaisons de réussite et d'échec des systèmes d'atténuation. Chaque séquence est considérée comme étant terminée lorsqu'un état de sûreté est atteint (source froide durable), lorsqu'un état d'endommagement de la centrale est atteint ou lorsque la probabilité d'une séquence d'évènements est suffisamment faible (sous le seuil de troncature choisi).

### 6.3.1.5 Analyse de la fiabilité humaine – Après l'évènement initiateur

Les interventions humaines après l'évènement initiateur sont habituellement des tâches réalisées par les opérateurs de réacteur, qui se trouvent dans la salle principale de commande. Ces tâches sont exécutées après l'occurrence et l'annonce de l'évènement initiateur. Elles sont divisées en deux types : tâches de diagnostic (perception, distinction, interprétation, diagnostic et décision) et tâches post-diagnostic (exécution). Les tâches, toutes catégories confondues, ont pour but de mettre en œuvre des mesures d'atténuation ou de maintenir le refroidissement adéquat du combustible. Les opérateurs doivent intervenir après l'accident dans les cas suivants :

- Défaillance du déclenchement automatique des systèmes d'atténuation
- Déclenchement automatique des systèmes d'atténuation, mais leur fonctionnement continu nécessite l'intervention d'un opérateur (p. ex., démarrage des pompes d'approvisionnement en eau d'urgence après que le contenu du réservoir d'eau d'aspersion soit épuisé)
- Conception ne comprenant pas de mécanisme d'automation pour les mesures d'atténuation

Les interventions faites par les opérateurs après un accident sont généralement indiquées dans l'arborescence des évènements, en tant que branche de décision distincte relativement aux évènements en haut de l'arborescence et placées juste avant ces évènements pour le système afférent nécessitant un déclenchement manuel. Les erreurs humaines post-accident sont incluses dans les arborescences d'évènements pour les tâches afférentes. Ces tâches sont essentielles et doivent être réalisées, à défaut de quoi le cœur pourrait être endommagé.

### 6.3.1.6 Systèmes d'atténuation

Pour estimer la fréquence d'une séquence d'évènements, les probabilités de réussite et d'échec doivent être établies pour chaque embranchement d'une arborescence des évènements. Pour ce faire, il faut déterminer et quantifier les principaux facteurs menant à une défaillance pour chaque système figurant dans l'arborescence d'évènements. L'arborescence et l'évaluation des défaillances sont le principal outil utilisé pour dériver les probabilités de défaillance des systèmes d'atténuation. L'analyse de l'arborescence des défaillances sert également à calculer la fréquence de certains évènements initiateurs. Une arborescence des défaillances est établie pour chaque système d'atténuation de première ligne et les systèmes de soutien.

#### 6.3.1.6.1 Arborescences des défaillances

L'analyse de l'arborescence des défaillances est une méthode déductive qui repose sur un événement indésirable précis (p. ex., défaillance d'un système) et permet de déterminer les causes de cet événement. L'événement indésirable est situé en haut de l'arborescence pour le système visé et correspond à une défaillance précise. Cet événement figure aussi dans l'arborescence des événements.

Une arborescence des défaillances est une représentation logique des façons dont un événement indésirable peut survenir. La solution booléenne de l'arborescence des défaillances définit la combinaison d'événements qui peuvent mener à une défaillance de système. L'arborescence des défaillances est un schéma représentant des combinaisons parallèles et séquentielles de défaillances qui peuvent provoquer un événement indésirable prédéfini ou une défaillance de système prédéfinie.

En ce qui concerne les systèmes d'atténuation, si un système de première ligne ou de confinement est lié à des systèmes de soutien (p. ex., système d'alimentation électrique ou système d'eau de service), on a préparé des modèles pour ces systèmes de soutien, qui sont intégrés aux systèmes de première ligne. L'analyse de la fiabilité des systèmes comprend l'évaluation de la fiabilité humaine avant l'événement initiateur (décrites brièvement dans la section 6.3.1.6.3). Les défaillances connexes, découlant des interdépendances entre les systèmes et des défaillances de composante attribuables à une cause commune, sont aussi prises en considération (consulter la section 6.3.1.6.2).

#### 6.3.1.6.2 Défaillances attribuables à une cause commune

Les exigences de fiabilité de plusieurs systèmes font en sorte que ces derniers comprennent des canaux et des chaînes redondants. Lorsqu'un système comprend au moins deux chaînes d'équipement redondantes, qui peuvent chacune assurer le fonctionnement du système, il est possible qu'une défaillance dépendante survienne. Une dépendance dépendante est un terme générique utilisé pour les événements qui peuvent faire en sorte que plusieurs composants ne soient plus disponibles en raison de leur arrangement. Ce type de défaillance peut avoir une incidence simultanément sur les chaînes redondantes d'un système et donc entraîner une défaillance générale du système. Il est essentiel d'analyser les défaillances dépendantes pour les systèmes comprenant des redondances puisque ce type de défaillance est souvent un facteur important de la probabilité de défaillance générale d'un système.

Les défaillances dépendantes peuvent être classées en deux catégories : explicites et implicites. Les défaillances explicites sont clairement liées à une cause de défaillance (commune ou propre). Elles sont modélisées puis quantifiées dans le cadre de l'analyse visant à établir l'arborescence des défaillances de système. Elles portent sur trois domaines :

### 6.3.1.6.2 Défaillances attribuables à une cause commune, suite

- Dépendances fonctionnelles – Chaînes d'équipement redondantes reposant sur des services de soutien communs (p. ex., eau de refroidissement, systèmes électriques)
- Interactions physiques – Phénomène physique qui peut avoir une incidence sur plusieurs composants, comme un événement externe (incendie, inondation, séisme)
- Interactions humaines – Erreurs humaines préalables à l'accident, commises au cours de la mise à l'essai ou de l'entretien des groupes de composants (traitées dans l'analyse de la fiabilité humaine)

Les dépendances implicites sont des causes « résiduelles » découlant de défaillances de plusieurs composants. Il s'agit de défaillances attribuables à une cause commune. Habituellement, les causes fondamentales de ces défaillances sont liées aux conditions environnementales qui touchent localement les groupes de composants, aux défaillances attribuables à une configuration commune ou à des interactions humaines supplémentaires qui ne figurent pas dans l'analyse de la fiabilité humaine. La modélisation est implicite, à savoir que les causes communes possibles expliquant les événements figurant dans l'arborescence des défaillances ne sont pas explicitement indiquées. Dans certains cas, les causes (comme les facteurs environnementaux) peuvent être modélisées de façon explicite s'il y a suffisamment de données. Dans la négative, les causes sont incluses dans le groupe de défaillances attribuables à une cause commune.

La méthode unifiée partielle pour déterminer les facteurs bêta pris en considération pour les défaillances attribuables à une cause commune a été utilisée pour l'EPS.

### 6.3.1.6.3 Analyse de la fiabilité humaine – Avant l'évènement initiateur

Les interventions avant l'évènement initiateur sont évidemment accomplies avant l'accident et sont associées à des erreurs d'entretien, de mise à l'essai, d'étalonnage et de réparation, qui diminuent la disponibilité des systèmes. On peut les qualifier d'erreurs ou d'interventions humaines préalables à l'accident. Avant l'occurrence d'un événement initiateur, le personnel de la centrale peut, par inadvertance, modifier la disponibilité et la sûreté en désactivant des appareils pendant leur étalonnage, leur mise à l'essai ou leur entretien. Ces erreurs humaines peuvent survenir et ne sont pas relevées avant que le système doive fonctionner après un événement initiateur ou avant la prochaine mise à l'essai.

Les avantages de mener des activités de mise à l'essai et d'entretien sont intégrés au modèle, au moyen des intervalles de réparation, de mise à l'essai et d'entretien (dans les calculs de non-disponibilité de l'équipement). Les facteurs qui diminuent la disponibilité des systèmes sont modélisés en tant que panne de mise à l'essai et d'entretien, en fonction du temps de désactivation. Les interventions (erreurs) humaines préalables à un accident sont explicitement intégrées en tant qu'évènement fondamental dans l'arborescence des défaillances pour les systèmes d'atténuation ou les événements initiateurs.

#### 6.3.1.6.4 Intégration du modèle

Lorsque les arborescences des évènements et des défaillances sont créées, elles sont liées afin de déterminer la fréquence de divers états d'endommagement de la centrale selon des regroupements de séquences ayant des conséquences semblables. La **Figure 34** montre une représentation du lien. Les modèles liés sont convertis en « arborescence-maître de défaillances » aux fins de quantification.

#### 6.3.1.6.5 Quantification

La quantification des séquences d'accidents est le processus par lequel on quantifie la fréquence définitive des états d'endommagement de la centrale et on détermine les seuils de coupure minimaux. Un seuil de coupure est une combinaison de défaillances qui représente le nombre minimal de défaillances fondamentales nécessaire pour qu'un évènement survienne.

L'objectif est de créer une arborescence des défaillances qui comprend tous les embranchements décisionnels, qui mènent à la séquence d'accident visée. La fréquence estimée pour cette séquence reflète les défaillances modélisées qui sont communes aux systèmes. La quantification des séquences d'accidents donne la fréquence approximative des rejets dans l'enceinte de confinement pour des séquences individuelles grâce à la solution de la logique de l'arborescence des évènements et de l'arborescence des défaillances pour cette séquence. Les fréquences associées aux seuils de coupure qui causent des dommages graves au cœur sont additionnées. On obtient la fréquence globale de l'endommagement du cœur dans la centrale.

##### 6.3.1.6.5.1 *Séquences d'évènements*

La quantification des séquences d'accidents est effectuée pour chaque séquence des arborescences des évènements, comme indiqué dans la section 6.3.1.4. Chaque séquence d'évènements est une progression unique dans l'arborescence des évènements et consiste en un évènement initiateur suivi d'une série de réussites ou d'échec des systèmes d'atténuation et des interventions après l'accident. Ces réussites et échecs sont des passerelles ou des évènements fondamentaux dans l'arborescence-maître des défaillances pour la quantification des séquences d'accidents. La quantification d'une séquence consiste à résoudre une arborescence des défaillances précise, qui représente une combinaison de réussites et d'échecs pour une séquence donnée.

### 6.3.1.6.5.2 Rétablissement

L'analyse du rétablissement porte sur l'évaluation probabiliste des mesures de rétablissement et est un volet essentiel du processus de quantification des séquences d'accidents. Toutes les séquences de chaque arborescence des événements sont quantifiées afin d'obtenir des résultats préliminaires relatifs aux seuils de coupure. Après les avoir obtenus, on effectue l'analyse du rétablissement. Les résultats obtenus après avoir ajouté le rétablissement dans la formule sont les résultats définitifs et constituent une estimation réaliste de la fréquence des dommages causés en centrale.

L'analyse du rétablissement est un processus itératif. Premièrement, les éléments dominants associés à de graves dommages au cœur sont extraits des résultats préliminaires relatifs aux seuils de coupure. Les facteurs de rétablissement sont ensuite appliqués afin de réduire la probabilité des éléments dominants. La fréquence des dommages causés à la centrale est réévaluée après l'application des facteurs de rétablissement et un deuxième ensemble de résultats est produit. L'examen des éléments dominants du deuxième ensemble de résultats permet de déterminer d'autres facteurs de rétablissement. Ce processus itératif se poursuit jusqu'à ce qu'aucun facteur de rétablissement supplémentaire ne soit déterminé ou lorsqu'une fréquence de dommage acceptable est obtenue.

Plusieurs types de facteurs de rétablissement peuvent être appliqués :

- Mesures de rétablissement – Mesures prises par l'opérateur en vue de rétablir le fonctionnement normal après une séquence d'événements (comprend le déploiement et l'utilisation de l'équipement portatif d'atténuation d'urgence)
- Rétablissement après une défaillance attribuable à une cause commune – Réévaluation ou recalcul des événements menant à une défaillance attribuable à une cause commune (identifiés comme étant des éléments dominants)
- Analyse de la fiabilité humaine – Prise en considération des dépendances lorsqu'une ou plusieurs interventions d'un opérateur dans une séquence. Recalcul des événements dans le cadre de l'analyse de la fiabilité humaine pour les éléments dominants et pour les facteurs de rendement (à la lumière des incendies, des inondations et des séismes présumés)

#### **Mesures de rétablissement**

Les mesures de rétablissement sont prises par les opérateurs pour rétablir le fonctionnement normal de la centrale après une séquence d'événements. Par exemple, si les deux générateurs au diesel arrêtent de fonctionner, on peut restaurer l'alimentation au moyen d'une source externe, mais si les deux générateurs ne démarrent pas, il est impossible de trouver une solution de rechange rapidement. Les critères régissant l'application des mesures de rétablissement par les opérateurs doivent être établis, et les mesures doivent être appliquées uniformément et seulement pour les seuils de coupure concernant ces mesures. Les mesures de rétablissement peuvent s'appliquer aux interventions des opérateurs ou aux défaillances des composants. Lors de l'inclusion des mesures de rétablissement, les interventions des opérateurs pour un seuil de coupure donné doivent être prises en considération afin de déterminer les facteurs dépendants ou d'évaluer l'incidence maximale globale des interventions de l'opérateur.

### 6.3.1.6.5.2 Rétablissement, suite

#### Défaillances attribuables à une cause commune

Les facteurs initiaux de défaillance attribuable à une cause commune ont été déterminés à partir des facteurs bêta approximatifs obtenus au moyen de la méthode unifiée partielle (consulter la section 6.3.1.6.2). La détermination des facteurs bêta a été revue si une défaillance attribuable à une cause commune avait été identifiée comme étant un élément dominant. Il arrive parfois que la probabilité de la défaillance attribuable à une cause commune soit aussi recalculée à la lumière de réévaluation du facteur bêta. Autrement, la défaillance attribuable à une cause commune est calculée au moyen d'une méthode alpha.

#### Analyse de la fiabilité humaine

La dépendance des opérateurs devient un problème lorsqu'une séquence d'évènements comprend au moins deux interventions ratées d'un opérateur au même emplacement ou par la même équipe. Si une telle dépendance est relevée dans une séquence, la deuxième intervention des opérateurs est recalculée au moyen d'une méthode normalisée d'analyse de la fiabilité humaine pour les risques en centrale. Les évènements inclus dans l'analyse de la fiabilité humaine sont identifiés comme étant des éléments dominants ont fait l'objet d'un nouveau calcul au moyen de la méthode de prédiction du taux d'erreurs humaines.

### 6.3.2 EPS de niveau 1 lorsque le réacteur est en arrêt

Une EPS réalisée dans l'optique que le réacteur est arrêté porte sur d'autres préoccupations que celles traitées dans une EPS en situation de fonctionnement. Ces préoccupations comprennent l'indisponibilité simultanée de plusieurs systèmes pendant différentes phases d'une panne, l'importance des interventions des opérateurs pour rétablir les fonctions de sûreté et les restrictions en matière d'entretien pour divers systèmes d'atténuation lorsque le réacteur est en arrêt pour une raison précise. L'EPS comprend une évaluation des évènements initiateurs qui peuvent survenir lorsque le réacteur est arrêté.

#### 6.3.2.1 Évènements initiateurs

L'examen systématique des évènements initiateurs, y compris les évènements survenant en situation d'arrêt, et leur fréquence sont indiqués dans le **Tableau 5**. La fréquence des évènements initiateurs en situation d'arrêt en fonction de l'expérience en matière de fonctionnement a été calculée avec la durée d'arrêt (qui équivaut à la durée de vie de la centrale à laquelle on a soustrait les années de pleine puissance).

#### 6.3.2.2 Évolution des évènements

L'évolution des évènements en situation d'arrêt est établie d'une façon semblable à celle utilisée pour une EPS en situation de fonctionnement. La seule exigence supplémentaire est qu'il faut indiquer le statut du circuit caloporteur est plein et dépressurisé ou s'il est drainé jusqu'au niveau du collecteur.

### 6.3.2.3 Systèmes d'atténuation

L'analyse des systèmes d'atténuation et de l'arborescence des défaillances afférente est différente lorsque le réacteur est en arrêt. Les configurations des systèmes sont différentes en raison des programmes d'entretien et de mise à l'essai pendant une panne. Les fonctions d'atténuation nécessaires et les délais d'intervention diffèrent aussi puisque le cœur du réacteur n'émet que la puissance résiduelle et non la pleine puissance.

### 6.3.2.4 Quantification

La quantification d'une EPS en situation d'arrêt est effectuée de la même façon que celle d'une EPS en situation de fonctionnement (consulter la section 6.3.1.6.5).

## 6.3.3 EPS de niveau 2 sur les événements internes lorsque le réacteur est en fonction

Une EPS de niveau 1 permet d'estimer la fréquence des dommages causés au cœur. Les résultats de l'EPS de niveau 1 sont intégrés à l'EPS de niveau 2, qui elle porte sur l'évolution des séquences d'événements endommageant le cœur afin d'estimer la fréquence des rejets de nucléotides dans l'enceinte de confinement.

### 6.3.3.1 Regroupement des séquences d'évènement de niveau 1

L'état d'endommagement de la centrale de niveau 0 représente des séquences impliquant une perte rapide de l'intégrité structurelle du cœur en raison d'une défaillance du réacteur et qui pourrait nécessiter l'arrêt de ce dernier. La probabilité qu'un tel événement survienne est très faible. S'il y a deux systèmes d'arrêt (système d'arrêt 1 et système d'arrêt 2) en place dans la centrale, avec au moins deux paramètres de déclenchement efficaces chacun, jumelés au système de régulation du réacteur (réduction lente de puissance et réduction rapide de la puissance), la fréquence de défaillance devient extrêmement faible. On présume habituellement qu'une défaillance en matière d'arrêt entraîne directement une défaillance dans l'enceinte de confinement, ce qui signifie donc qu'un état 0 doit être inclus dans le calcul de défaillance dans l'enceinte de confinement en tant que facteur direct pour une catégorie de rejets extérieurs d'une centrale nucléaire de niveau 0 (EPRC0).

Les états 1 et 2 sont regroupés et représentent une perte totale de l'évacuation de la chaleur, ce qui cause de graves dommages au cœur. La fréquence totale pour les états 1 et 2 est plus élevée que celle d'un état d'endommagement de niveau 0. En raison de leur fréquence plus élevée et l'ampleur du rejet de produits de fission afférent dans l'enceinte de confinement, cette catégorie est de loin la plus importante. Les séquences pour les états 1 et 2 sont subdivisées en deux : fonctionnement et arrêt du réacteur.

Les états d'endommagement de niveaux 3 et 4 représentent les séquences d'accidents entraînant une perte dans le système de refroidissement d'urgence du cœur, mais pour lesquels le modérateur agit comme source froide. Les conséquences de l'utilisation du modérateur en tant que source froide ne sont pas graves en ce qui concerne les rejets de produits de fission, mais elles risquent de détériorer le combustible dans plusieurs canaux et de déformer les tubes de force.

Les états d'endommagement de niveaux 5 à 10 sont également regroupés aux fins de l'EPS de niveau 2.

### 6.3.3.1 Regroupement des séquences d'évènement de niveau 1, suite

Dans le cas d'une EPS de niveau 2, les séquences d'évènements liées aux états 1 et 2 sont divisés en cinq grandes catégories, selon leurs similarités relativement à l'évènement initiateur ou à l'évolution subséquente des évènements. Ces catégories sont les suivantes :

- Perte dans le système de refroidissement du cœur
- Petit accident de perte de réfrigérant primaire (APRP)
- Panne d'électricité
- Contournement de l'enceinte de confinement
- Arrêt du réacteur

Les séquences classées dans chaque catégorie sont ensuite subdivisées de nouveau en fonction de leurs similarités relativement au contexte en centrale (p. ex., disponibilité et configuration des systèmes d'atténuation, sous-systèmes de confinement et disponibilité des systèmes de soutien).

### 6.3.3.2 Analyse des accidents graves

L'EPS de niveau 2 prend en considération les séquences de dommages au cœur établies au cours de l'EPS de niveau 1 et calcule la fréquence ainsi que le moment des défaillances (selon divers modes) qui pourraient entraîner une émission de matière radioactive à l'extérieur de l'enceinte de confinement. L'évolution déterministe des accidents est évaluée avec un code informatique qui modèle le phénomène d'accident grave et le comportement des produits de fission. Cette modélisation crée des combinaisons uniques et représentatives des défaillances qui causent de graves dommages au cœur ainsi que des réussites et des échecs des systèmes d'atténuation dans l'enceinte de confinement et des interventions des opérateurs. L'analyse des accidents graves a été effectuée au moyen du code informatique MAAP4-CANDU.

Les scénarios d'accidents représentatifs choisis pour cette analyse étaient les suivants :

- Panne d'électricité dans la centrale, avec perte de refroidissement puisque l'équipement des groupes 1 et 2 sont privés d'alimentation
- Petit ARPR jumelé à une perte dans le système de refroidissement d'urgence du cœur, avec utilisation du modérateur comme source froide et des autres systèmes de sûreté
- Perte de refroidissement en cas de mise en arrêt (lorsque le circuit caloporteur principal est drainé jusqu'au niveau du collecteur), jumelée à une perte dans le système de refroidissement d'urgence du cœur et à une perte du modérateur en tant que source froide et des autres systèmes de sûreté
- Stagnation attribuable à la rupture d'un tuyau d'alimentation, avec perte dans le système de refroidissement d'urgence du cœur et drainage du modérateur par les soufflets fissurés du canal de combustible endommagé
- Rupture du tube du générateur de vapeur (contournement possible de l'enceinte de confinement), jumelée à une perte dans le système de refroidissement d'urgence du cœur et à une perte du modérateur en tant que source froide

### 6.3.3.3 Enceinte de confinement

L'enceinte de confinement comprend le bâtiment du réacteur, les points d'entrée scellés ainsi que les points d'entrée ouverts et fermés. Tous les points d'entrée font partie du système d'isolation de l'enceinte de confinement. Une enceinte de confinement intact signifie que le mur périmétrique du bâtiment du réacteur est intact et que les sas principaux et secondaires ainsi que la salle de transfert du combustible usé sont fermés et intacts. À vrai dire, toutes les tâches d'analyse qui portent, du point de vue déterministe, sur l'évolution des accidents pour chaque état d'endommagement de la centrale et sur le calcul de la fréquence et de l'ampleur des rejets à partir de l'enceinte de confinement sont des activités se rapportant à une EPS de niveau 2.

Les arborescences des événements survenant dans l'enceinte de confinement sont traitées comme les autres arborescences des défaillances des systèmes d'atténuation (consulter la section 6.3.1.6.1).

### 6.3.3.4 Arborescence sur l'évolution des accidents et arborescence des événements survenant dans l'enceinte de confinement

Les arborescences sur l'évolution des accidents et les arborescences des événements survenant dans l'enceinte de confinement (aussi appelées arborescences des événements de niveau 2) représentent l'évolution des accidents à partir du point final de la séquence des événements dans l'EPS de niveau 1 vers un état définitif, que ce soit un confinement réussi ou une émission à l'extérieur de la centrale (consulter le **Tableau 7**). L'arborescence sur l'évolution des accidents prendra en considération que les systèmes d'atténuation de niveau 1 ralentissent l'évolution de l'événement ou atténuent les effets de l'accident. Les systèmes d'atténuation qui sont fonctionnels ou qui ne sont pas activés dans l'analyse de niveau 1 peuvent être pris en considération. L'arborescence des événements, quant à elle, prend en considération les systèmes de confinement.

## 6.3.4 EPS des incendies internes

L'EPS des incendies internes porte sur les incendies qui surviennent à l'intérieur de la centrale, lorsque le réacteur est à puissance nominale. Les incendies se déclarant lorsque le réacteur est arrêté ne sont pas pris en considération (consulter la section 1.3 pour avoir d'autres détails). L'analyse des incendies se limite à l'évaluation de la fréquence des dommages graves au cœur (états d'endommagement de la centrale de niveaux 1 et 2). L'incidence des incendies sur le risque en matière de sûreté d'une centrale nucléaire est attribuable au fait que les incendies sont des initiateurs de cause commune. Autrement dit, l'incendie en soi peut entraîner des événements initiateurs ainsi que des défaillances des composants et des systèmes redondants, ce qui réduit ainsi le nombre de systèmes d'atténuation disponibles pour rétablir l'ordre dans la centrale.

L'évolution d'un incendie à partir de son déclenchement jusqu'à un état d'endommagement grave de la centrale est très complexe et dépend grandement des types de composants et de leur proximité physique. L'EPS sur les événements externes débute par l'identification de la cause fondamentale de l'événement, puis se penche sur les données historiques ou physiques afin d'établir les sources et la fréquence des événements initiateurs. L'aménagement et les caractéristiques physiques de la centrale sont étudiés pour déterminer l'incidence de l'événement initiateur sur les systèmes qui assurent la sûreté de la centrale, ce qui permet de cerner les systèmes qui pourraient être initialement perdus à l'occurrence de l'événement et au fur et à mesure que ce dernier évolue ainsi que d'établir la probabilité de perte. L'information est jumelée aux modèles modifiés de l'EPS pour les événements internes afin de quantifier les dommages causés à la centrale et la fréquence des dommages graves au cœur.

### 6.3.4 EPS des incendies internes, suite

Les principaux éléments d'une EPS sur les incendies internes sont les suivants :

- Détermination des caractéristiques en matière d'incendie, notamment les sources d'inflammation, les combustibles, la protection contre les incendies (p. ex., cloisons coupe-feu) et l'emplacement des composants et des câbles liés à la sûreté et pris en considération dans l'EPS.
- Détermination de l'emplacement des compartiments résistants au feu à l'aide des plans d'aménagement généraux, de l'information sur les cloisons coupe-feu, de l'information sur les sources d'inflammation et les combustibles présents dans une zone, les procédures et directives en matière d'incendie ainsi que tout autre renseignement sur l'aménagement et le fonctionnement de la centrale
- Analyse qualitative éliminatoire, qui comprend l'élimination des compartiments résistants au feu après une évaluation qualitative plus poussée. L'évaluation qualitative met principalement l'accent sur l'emplacement des systèmes et de l'équipement liés à la sûreté.
- Estimation de la fréquence de déclenchement des incendies pour chaque compartiment résistant au feu, en fonction de l'information contenue dans la base de données sur le déclenchement des incendies pour chaque type de source d'inflammation.
- Analyse quantitative éliminatoire, qui comprend l'élimination des compartiments résistants au feu après une évaluation plus poussée, en fonction de l'évaluation prudente de la fréquence des dommages graves au cœur.
- Amélioration des résultats de certains scénarios d'incendie, en effectuant une analyse visant à éliminer les éléments prudents de ces scénarios.
- Analyse détaillée des scénarios d'incendie qui n'ont pas été éliminés. Les interventions locales des opérateurs sont aussi prises en considération, s'il est justifié de le faire.

L'EPS de niveau 1 des incendies internes porte sur l'évaluation des dommages graves au cœur causés par un incendie, et une EPS de niveau 2 des incendies internes porte sur l'évaluation des rejets à l'extérieur de la centrale causés par un incendie.

#### 6.3.4.1 Détermination des caractéristiques de la centrale

On a identifié les caractéristiques de la centrale en vue d'une EPS des incendies internes principalement au moyen de deux activités : une reconnaissance des lieux et une analyse des artères de câbles. Le but d'une reconnaissance des lieux est de recueillir l'information nécessaire pour l'EPS des incendies et de confirmer les renseignements déjà recueillis (notamment dans le cadre d'une évaluation des risques d'incendie). Une reconnaissance subséquente des lieux, visant à confirmer les données relatives aux scénarios conservés, a été effectuée. Les scénarios ont été modifiés à la lumière des conclusions tirées.

### 6.3.4.1 Détermination des caractéristiques de la centrale, suite

Une reconnaissance des lieux permet de recueillir de l'information sur chaque pièce de la centrale, notamment les données physiques, les sources d'inflammation, les matières combustibles (y compris les combustibles momentanés), les appareils pris en considération dans l'EPS, les dispositifs manuels ou automatiques de détection/d'extinction des incendies, les cloisons coupe-feu, l'évaluation des locaux adjacents en intégrant le degré de résistance au feu des cloisons, les ouvertures dans les pièces, les limites des pièces ainsi que les câbles et les chemins de câbles dans chaque pièce.

Une analyse distincte a été menée pour les artères de câbles, afin d'établir le plan de câblage et des conducteurs, de la source d'alimentation, de l'appareil de contrôle ou du dispositif d'instrumentation jusqu'à l'extrémité. Des efforts ont été déployés pour tous les appareils pris en considération dans l'EPS des incendies internes. L'emplacement de tous les appareils, chemins, câbles et conducteurs de chaque artère de câbles d'un circuit a été défini grâce à un programme d'analyse pertinent et a été mis à jour par le personnel de la centrale nucléaire de Point Lepreau en 2010. Cela a permis de créer une base de données sur les artères de câbles, qui contient de l'information sur les composants pris en considération dans l'EPS et qui pourraient être endommagés par un incendie.

### 6.3.4.2 Établissement des scénarios d'incendie

Les scénarios d'incendie sont établis pour délimiter le parcours d'un incendie et déterminer les dommages que ce dernier pourrait causer à l'équipement ou aux câbles pris en considération dans l'EPS. Lorsqu'un incendie se déclare, il peut prendre de l'ampleur et se propager à d'autres zones ou éléments cibles (équipement ou câbles pris en considération dans l'EPS). Ces éléments cibles peuvent être endommagés au cours de l'expansion ou de la propagation de l'incendie (ce qui dépend de leur emplacement). Entre-temps, l'incendie peut être détecté et éteint par le système d'extinction automatique ou manuel (activé par le personnel d'entretien présent sur place, les guetteurs d'incendie ou le service d'incendie). L'analyse des scénarios d'incendie évalue le lien entre l'expansion de l'incendie et son extinction, et permet de déterminer le scénario qui pourrait causer le plus de dommages à un ensemble d'appareils et de câbles pris en considération dans l'EPS. Les résultats de cette analyse sont les scénarios d'incendie, la fréquence de chaque scénario, le volet d'extinction et de détection (probabilité que l'incendie ne soit pas éteint) et l'état d'endommagement que chaque scénario pourrait engendrer.

#### 6.3.4.2.1 Élimination

Les EPS des incendies internes sont de deux niveaux d'élimination : qualitatif et quantitatif.

L'évaluation qualitative sert à éliminer les zones où l'incidence sur la sûreté de la centrale est manifestement très faible à la lumière d'une analyse poussée (sans utiliser les modèles de l'EPS pour la centrale). Les principaux critères d'une évaluation qualitative des zones ou scénarios d'incendie sont les suivants :

- Un incendie dans cette zone ne nécessite pas un déclenchement ou un arrêt du réacteur.
- Il n'y a pas d'équipement de sûreté incendie dans la zone.
- L'incendie ne peut pas se propager vers d'autres zones, qui sont équipées d'équipement de sûreté incendie.
- La zone d'incendie ne comprend pas de source d'inflammation probable ou une quantité importante de matières combustibles.

L'évaluation quantitative des zones ou des scénarios d'incendie repose principalement sur la fréquence de déclaration des incendies et l'analyse des répercussions sur la sûreté de la centrale, en utilisant l'information figurant dans les modèles de l'EPS pour la centrale. L'emplacement d'un incendie ou un scénario d'incendie pourrait être mis de côté dans les cas suivants :

- La probabilité d'indisponibilité d'un appareil ou d'un système à un endroit donné en raison d'un incendie est considérablement inférieure à la probabilité d'indisponibilité de ce même appareil ou système pour toute autre raison.
- Si la fréquence de déclenchement d'un réacteur en raison d'une défaillance d'équipement à la suite d'un incendie est considérablement inférieure à la fréquence de déclenchement attribuable à toute autre raison.
- La fréquence d'endommagement grave du cœur attribuable à une séquence d'accidents découlant d'un incendie, dans un emplacement pris en considération, est inférieure au seuil établi pour l'évaluation.

L'analyse quantitative éliminatoire reposant sur le modèle d'évènements internes de niveau 1 pour la centrale comprend les étapes suivantes :

1. Calculer la fréquence des évènements initiateurs pour toutes les zones qui n'ont pas été mises de côté sur le plan qualitatif.
2. Présumer que tous les appareils et câbles sont endommagés par l'incendie.
3. Déterminer les effets de l'incendie sur les modèles des systèmes d'atténuation et déterminer ceux dont on ne peut pas tenir compte pour des raisons comme la qualification environnementale.
4. Déterminer l'arborescence d'évènements internes de l'EPS qui peut être utilisée, et la modifier en conséquence.
5. Quantifier la séquence d'accidents pour le scénario d'incendie choisi, calculer la probabilité conditionnelle d'endommagement du cœur et la fréquence d'endommagement grave du cœur pour chaque scénario.
6. Calculer la somme de la fréquence d'endommagement grave du cœur pour les scénarios éliminés du point de vue quantitatif.

### 6.3.4.2.1 Élimination, suite

On a fait en sorte que le critère pour l'évaluation quantitative qui concerne la fréquence d'endommagement grave du cœur soit plus rigoureux, passant d'une fois par 10 000 000 ans à une fois par 100 000 000 ans, conformément au document NUREG/CR-6850 [26], dans lequel la contribution des compartiments résistants au feu éliminés est limitée à moins de 10 % du risque total en matière d'évènements internes. Par conséquent, la valeur établie pour ce critère est suffisamment élevée pour permettre l'élimination de certains scénarios, mais suffisamment bas pour que tous les compartiments résistants au feu et à fort impact sur la sûreté soient conservés et adéquatement évalués. La somme de toutes les séquences triées est de moins de 1 % d'un grave endommagement du cœur par incendie interne.

#### 6.3.4.3 EPS de niveau 1 des incendies internes

La centrale a été divisée en trois secteurs pour l'EPS de niveau 1 des incendies internes :

- Scénarios d'incendie dans le bâtiment de réacteur
- Scénarios d'incendie dans le bâtiment de service
- Scénarios d'incendie dans le bâtiment de la turbine (y compris le bâtiment de service auxiliaire)

##### 6.3.4.3.1 Réacteur en fonction

L'EPS de niveau 1 des incendies internes a été effectuée dans des conditions de puissance nominale, pour chaque scénario d'incendie établi pour les compartiments résistants au feu (qui peuvent comprendre des pièces simples ou doubles). Tous les scénarios envisagés qui surviennent dans un compartiment ont été systématiquement vérifiés. Les répercussions des scénarios sur la sûreté ont été évaluées en fonction de l'équipement endommagé dans le cadre de chaque scénario, en estimant la fréquence des dommages graves au cœur. Cette fréquence a été quantifiée en utilisant la fréquence d'incendie, le facteur d'emplacement ou le facteur de gravité applicable, la probabilité que l'incendie ne soit pas éteint et la probabilité conditionnelle d'endommagement du cœur en fonction de l'état d'endommagement de la centrale attribuable à l'incendie. Les scénarios d'incendie ont été éliminés si leur fréquence d'endommagement grave du cœur était inférieure au seuil établi.

Les scénarios d'incendie qui n'ont pas été éliminés au cours de l'évaluation quantitative ont fait l'objet d'une analyse plus poussée. À cette étape, la probabilité conditionnelle d'endommagement du cœur est modifiée pour obtenir la meilleure estimation possible pour la fréquence d'endommagement grave du cœur. Dans l'analyse éliminatoire, on présume que l'incendie entraînera les pires conséquences. Dans l'analyse détaillée, le processus de défaut causé par un incendie est passé en revue, et le processus de défaut réel attribuable à un incendie est pris en considération. De plus, en fonction des résultats de l'analyse de la modélisation des scénarios d'incendie, la probabilité d'extinction de l'incendie a été raffinée pour obtenir différentes estimations. Enfin, l'arborescence des évènements internes est mise à jour, au besoin, pour refléter les changements dans les dommages causés par un incendie.

#### 6.3.4.3.1.1 Progression des incendies

Pour effectuer l'analyse des incendies détaillée pour chaque scénario, on modifie une arborescence d'évènements créés pour les évènements internes de niveau 1. Pour créer chaque arborescence d'évènements du scénario d'incendie, on définit les systèmes qui deviendront indisponibles en raison d'un incendie. Pour chaque scénario d'incendie, on utilise des renseignements relatifs au cheminement des câbles pour créer un dossier qui contient toutes les composantes touchées par l'incendie. On présume que tous les dispositifs de cette liste sont indisponibles en raison de l'incendie ou qu'ils ont été activés par inadvertance en raison de l'incendie, dépendamment du mode de défaillance respectif qui touche la fonction d'atténuation. Pour définir un évènement initiateur qui décrit le mieux le scénario de l'incendie, on rend indisponibles les dispositifs inscrits au dossier dans l'arborescence des défaillances principal des évènements internes de niveau 1, puis on inspecte tous les sommets de l'arborescence. Lorsque l'incendie cause une défaillance d'un système d'atténuation ou de soutien, qui en soi est un évènement initiateur, on effectue une quantification de la séquence de l'accident, au moyen des arborescences d'évènements relatifs à l'évènement initiateur en question. Toutefois, si les défaillances des systèmes n'occasionnent pas un évènement initiateur, on effectue une analyse détaillée au moyen de l'arborescence d'évènements générale transitoire. Après avoir déterminé une arborescence d'évènements, on y retire tout autre système d'atténuation qui devient indisponible; à cette fin, on supprime la branche de réussite du système d'atténuation ou les mesures de l'exploitant qui précèdent de l'arborescence d'évènements.

#### 6.3.4.4 EPS de niveau 2 des incendies internes

L'objectif de l'EPS de niveau 2 des incendies internes consiste à évaluer les émissions externes associées aux évènements d'incendie internes. Cette étude ressemble à l'EPS des évènements internes de niveau 2. Pour de grandes émissions externes, on regroupe les séquences des incendies internes de niveau 1 qui entraînent des états d'endommagement de la centrale de niveaux 1 et 2, on effectue l'analyse des accidents graves, on crée des arborescences d'évènements de la progression des accidents, on définit l'enceinte de confinement, puis on évalue les séquences des arborescences d'évènements afin de déterminer les fréquences de toutes les catégories d'émissions externes. Les séquences de niveau 1 qui occasionnent des états d'endommagement de niveau 0 (ce qui concerne une perte rapide d'intégrité structurale du cœur du réacteur en raison d'une défaillance de l'initiateur du réacteur) contribuent directement aux grandes émissions externes de la centrale. Des calculs ont également été effectués pour déterminer la fréquence de petites et très petites émissions découlant d'autres états d'endommagement de la centrale.

### 6.3.5 EPS des inondations internes

Lors de l'EPS des inondations internes, on tient compte exclusivement des inondations qui se produisent à l'intérieur de la centrale, puisque les risques liés aux inondations externes ont été soustraits et feront l'objet d'analyses détaillées supplémentaires, comme il est mentionné aux sections 4.0 et 5.0. On définit les inondations internes comme des événements causés par une défaillance des composantes qui contiennent de l'eau, ou des déversements d'eau causés par l'opération erronée des systèmes ou des composantes au sein de la centrale. Ce type d'inondation peut se produire en raison d'une rupture ou d'une fissure des conduits ou des contenants qui contiennent des fluides, en raison de fuites qui traversent les joints étanches d'une composante d'un système de fluides qui est assemblé incorrectement ou laissé en marche à la suite d'une maintenance, ou en raison d'autres circonstances, comme une activation accidentelle du système d'extincteurs. On se préoccupe particulièrement des inondations, car elles sont des éléments initiateurs de « cause commune ». Autrement dit, l'évènement en soi peut causer des défaillances de plusieurs composantes ou systèmes, et ainsi réduire le nombre de systèmes d'atténuation qui peuvent fonctionner pour ramener la centrale à un état sécuritaire et stable.

Une inondation interne peut occasionner des dommages graves au cœur du réacteur; d'abord, l'évènement entraîne une défaillance des systèmes qui maintiennent les puits de chaleur, et il contribue ensuite aux défaillances des systèmes conçus pour atténuer ce type d'évènements. Lors de l'évaluation de la fréquence des dommages graves au cœur du réacteur attribuables aux inondations, on tient compte de la probabilité des défaillances aléatoires et coïncidentes de l'équipement, en plus des dommages initiaux causés par l'inondation même.

La méthodologie qui sert à quantifier la fréquence des dommages graves au cœur du réacteur en raison d'inondations internes ressemble fortement à celle qui sert à analyser les incendies internes. Les tâches principales de l'analyse des inondations sont les suivantes :

- Collecte des renseignements de la centrale nécessaires pour effectuer l'analyse des inondations dans le cadre d'une évaluation sur les lieux des inondations
- Préparation de scénarios d'inondation hypothétiques
- Analyse du contrôle qualitatif
- Analyse du contrôle quantitatif
- Analyse détaillée des sources et des scénarios d'inondation potentiellement notables qui sont définis dans l'analyse de contrôle

Lors de l'EPS des inondations internes, pour déterminer le niveau 1, on évalue les dommages graves au cœur du réacteur attribuables aux inondations, et pour déterminer le niveau 2, on évalue les émissions externes de la centrale attribuables aux inondations.

### 6.3.5.1 Définition des caractéristiques de la centrale

Les renseignements au sujet de la centrale qui sont nécessaires à l'analyse comprennent l'emplacement des principales sources d'inondation, les principaux conduits, l'équipement principal nécessaire pour effectuer un arrêt sûr, toute barrière qui peut empêcher la propagation de l'inondation, et l'emplacement de l'équipement et des instruments électriques qui sont sensibles à l'eau. Pour recueillir les renseignements, on effectue habituellement un examen des documents et des dessins.

On effectue l'évaluation sur les lieux des risques d'inondation lorsque les renseignements relatifs à l'EPS des inondations internes sont recueillis au moyen d'un examen des dessins et des documents. Les objectifs de l'évaluation sur les lieux de la centrale sont les suivants :

- Confirmer les renseignements déjà recueillis des documents ou des dessins
- Recueillir des renseignements supplémentaires qui ne peuvent pas facilement être obtenus à partir des documents ou des dessins
- Contribuer à fournir des réponses aux questions qui peuvent avoir été soulevées lors de l'examen des documents

Grâce à une évaluation sur les lieux de la centrale, l'analyste peut obtenir des renseignements qui lui permettent de déterminer si les portes étanches indiquées dans les documents de conception sont installées. De plus, l'analyste peut déterminer si les portes sont maintenues fermées comme prévu, si les drains sont installés et ne sont pas bouchés, et s'il existe des sources potentielles d'inondation supplémentaires que les plans de la centrale seuls ne permettent pas de voir.

Les renseignements comme les sources d'inondation ou de giclement, la taille des conduits, les fonctions de drainage, la distance entre le sol et l'équipement situé au-dessus du sol ainsi que les renseignements généraux au sujet des pièces ou des secteurs peuvent être consignés sur la liste de vérification de l'évaluation sur les lieux. L'évaluation sur les lieux des risques d'inondation dans ces secteurs a d'abord été effectuée conformément à un plan d'évaluation sur les lieux. On a effectué une nouvelle évaluation sur les lieux des risques d'inondation dans chaque secteur qui a été mentionné dans les scénarios d'inondation hypothétiques qui ne peuvent pas être soustraits pour valider les hypothèses du modèle de cas. On a également révisé quelques estimations relatives à la fréquence des ruptures de conduits, compte tenu des plus récentes sources de renseignements.

### 6.3.5.2 Détermination des scénarios d'inondation

La première étape de l'analyse d'inondation consiste à définir les secteurs d'inondation; à cette fin, on divise la centrale en secteurs physiquement séparés, où un secteur d'inondation est généralement perçu comme indépendant des autres secteurs, en raison des effets et de la propagation de l'inondation. Un secteur porte la mention « indépendant » si une inondation à l'extérieur de ce secteur ne peut pas s'y propager sans la défaillance d'une barrière d'inondation. Après avoir recueilli et compilé les renseignements nécessaires, on a mis au point les scénarios de risque de chaque secteur d'inondation. Pour calculer les fréquences d'inondation, les débits d'inondation, les volumes inondables et les niveaux d'inondation de chaque secteur, on a tenu compte des pires conséquences sur l'équipement du secteur concerné.

#### 6.3.5.2.1 Contrôle

Il existe deux niveaux de contrôle dans l'EPS des inondations internes : le contrôle qualitatif et le contrôle quantitatif.

L'analyse de contrôle qualitative sert à soustraire des secteurs d'inondation aux analyses supplémentaires, si ces secteurs ne contiennent aucun équipement qui pourrait être nécessaire pour effectuer un arrêt sûr, ou aucun équipement qui peut occasionner un événement initiateur s'il est endommagé. De plus, les sources d'inondation qui n'ont pas une capacité suffisante pour endommager l'équipement d'arrêt sûr, ou pour occasionner un événement interne sont soustraites à cette étape de l'analyse.

On effectue l'analyse de contrôle quantitative dans le but de soustraire d'autres secteurs, en fonction des critères du contrôle quantitatif de  $1 \times 10^{-7}$  phénomènes par année. À cette étape, on estime la fréquence d'inondation pour chaque secteur d'inondation, au moyen d'hypothèses prudentes, on crée des scénarios limites d'inondation, et on estime la probabilité conditionnelle de dommages au cœur des scénarios d'inondation. Pour calculer la fréquence des dommages graves au cœur du réacteur, on multiplie la fréquence des fins de séquence d'un état particulier de dommages liés à l'inondation par la probabilité conditionnelle de dommages au cœur du réacteur. Si les résultats sont inférieurs au seuil de contrôle, on soumet le scénario d'inondation à des analyses supplémentaires.

#### 6.3.5.3 EPS des inondations internes de niveau 1

Les secteurs qui font l'objet de l'EPS des inondations internes de niveau 1 sont l'édifice du réacteur, l'édifice de service, l'édifice des turbines, et d'autres édifices divers, comme ceux des secteurs de contrôles secondaires, l'édifice de l'eau de refroidissement du condensateur, l'édifice de refroidissement d'urgence du cœur du réacteur, et la station de pompage d'eau douce sur le site.

##### 6.3.5.3.1 Réacteur en fonction

L'EPS des inondations internes évalue les inondations qui peuvent se produire lorsque le réacteur est activé. On présume que dans l'éventualité d'une inondation, le réacteur s'arrête et la centrale interrompt ses opérations. Toutefois, l'analyse ne tient pas compte de la dégradation plausible de certaines fonctions d'atténuation qui peut se produire en raison de l'inondation, et des conséquences qui peuvent découler si la centrale continue ses opérations, à la suite d'une inondation.

#### 6.3.5.3.1.1 *Progression des inondations*

L'analyse détaillée porte spécifiquement sur les sources potentielles d'inondation importantes, et sur les scénarios qui demeurent après l'analyse de contrôle. On recalcule la fréquence des inondations au moyen des données propres à la centrale, et on évalue les effets des étapes intermédiaires de la progression des inondations dans chaque secteur, ce qui permet d'obtenir une évaluation plus réaliste de la probabilité que les dommages de l'inondation se propagent aux secteurs adjacents. On attribue une place aux mesures de rétablissement que l'exploitant a fixées dans les secteurs qui ne sont pas touchés par l'inondation. On attribue également une place au fait que les inondations peuvent prendre fin en raison de leurs propres effets (une inondation peut causer une défaillance des mêmes pompes qui alimentent le débit). On prend en compte de tous les facteurs susmentionnés, puis on met au point des scénarios détaillés d'inondation, on détermine les dommages attribuables aux inondations, et on estime les probabilités conditionnelles de dommages au cœur des conditions attribuables aux inondations. Pour déterminer la fréquence des dommages graves au cœur du réacteur du scénario d'inondation, on multiplie la fréquence précise du scénario d'inondation par la probabilité conditionnelle de dommages au cœur du réacteur.

#### 6.3.5.4 EPS de niveau 2 des inondations internes

L'objectif de l'EPS de niveau 2 des inondations internes consiste à évaluer les émissions externes liées aux inondations internes, au moyen d'une approche similaire à celle de l'EPS des événements internes de niveau 2. Pour de grandes émissions externes, on regroupe les séquences des inondations internes de niveau 1 qui causent des états 1 et 2, on effectue une analyse des accidents graves, on crée des arborescences d'événements de la progression des accidents, puis on définit l'enceinte de confinement. On évalue ensuite les séquences de l'arborescence d'événements afin de déterminer les fréquences de toutes les catégories applicables d'émissions externes. Les séquences de niveau 1 qui occasionnent des dommages de niveau 0 (ce qui concerne une perte rapide d'intégrité structurale du cœur du réacteur en raison d'une défaillance du déclencheur du réacteur) contribuent directement aux grandes émissions externes de la centrale. Des calculs ont également été effectués pour déterminer la fréquence de petites et très petites émissions découlant d'autres états d'endommagement de la centrale.

## 6.4 Méthodes d'étude probabiliste des événements sismiques

En ce qui concerne le respect des exigences de l'EPS de niveau 2 de la centrale nucléaire de Point Lepreau, le document d'application de la réglementation REGDOC-2.4.2 [24] permet de traiter les risques externes séparément des risques internes, tant que la méthodologie reçoit l'approbation des représentants de la Commission. Relativement à la réfection de la centrale, on a examiné des méthodologies, des lignes directrices et des normes adoptées à l'échelle mondiale, dans le but d'évaluer les risques associés aux tremblements de terre (c.-à-d., événements sismiques). Le Tableau 8 présente une comparaison des diverses méthodes.

Pour appuyer le projet de réfection de la centrale, Énergie NB a choisi d'effectuer une évaluation de la marge sismique selon le modèle de l'EPS; la méthodologie et les résultats définitifs ont reçu l'approbation de la CCSN. Une description de la méthodologie suivie pour effectuer l'évaluation de la marge sismique selon le modèle de l'EPS se trouve à la section 6.4.4.

### 6.4.1 Évolution de la méthodologie d'évaluation des risques sismiques

La méthodologie pour évaluer les réponses des centrales nucléaires aux tremblements de terre a évolué au fil du temps.

Les circonstances externes et les risques sismiques demeureront une priorité en matière de sûreté à la centrale nucléaire de Point Lepreau.

La centrale nucléaire de Point Lepreau se fie à une conception parasismique robuste. Lorsque la centrale a été conçue, on a tenu compte du type d'accélération du sol attendue à la suite d'un tremblement de terre d'une fréquence de retour d'environ un en mille ans. Au cours des années, Énergie NB a accumulé de meilleures connaissances au sujet de la réponse de la centrale aux circonstances qui dépassent son dimensionnement, ce qui a permis de perfectionner davantage les réponses à des circonstances hors dimensionnement.

Avant la réflexion, la centrale nucléaire de Point Lepreau menait ses opérations de façon sécuritaire. Les travaux effectués pendant la fermeture pour remise à neuf ont toutefois permis d'augmenter la sûreté et d'apporter des améliorations supplémentaires en réponse au Plan d'action de la CCSN sur Fukushima.

Dans le but de justifier les activités de prolongation de la durée de vie, effectuées dans le cadre de la planification du projet de réfection, Énergie NB a entrepris de études pour examiner la réponse à des événements d'une plus grande envergure que ceux pris en compte lors de la conception originale de la centrale.

Pour traiter la question des événements sismiques à effets potentiellement graves, on a effectué une évaluation de la marge sismique selon le modèle de l'EPS. Cette évaluation mesure la robustesse de la centrale et détermine les secteurs qui peuvent bénéficier d'améliorations pour évaluer la probabilité d'éviter l'endommagement du cœur de la centrale et les déversements radioactifs considérables qu'un séisme important, mais rare, pourrait causer. Les connaissances acquises durant cette étude ont servi à apporter un certain nombre d'améliorations parasismiques à la centrale durant la fermeture pour remise à neuf.

## 6.4.1 Évolution de la méthodologie d'évaluation des risques sismiques, suite

À la suite de l'accident de Fukushima Daiichi, qui a eu lieu en mars 2011, la communauté de l'énergie nucléaire a amélioré la méthodologie qui servait à évaluer les circonstances externes et surtout les événements sismiques. Compte tenu du fait que l'évaluation de la marge sismique ne porte pas spécifiquement sur les risques, Énergie NB a effectué une évaluation préliminaire afin de mieux comprendre l'ampleur approximative des risques sismiques actuels. Selon les lignes directrices de l'Agence internationale de l'énergie atomique, on peut utiliser la médiane ou la moyenne comme valeur centrale, car l'objectif consiste à trouver des données pour présenter la meilleure estimation possible du risque. Puisque la courbe des risques sismiques disponible à ce moment-là avait été créée en fonction des données médianes, on a sélectionné l'approche basée sur la valeur médiane. Énergie NB a également demandé à un expert en séismes indépendant d'examiner les évaluations des risques et les calculs.

Conformément à sa décision de 2012 sur le renouvellement des licences, la CCSN a demandé à Énergie NB de moderniser l'évaluation des risques sismiques ponctuelle du site, puis de rendre les résultats publics. Le concept de « danger » diffère de celui du « risque »; une évaluation des dangers permet de connaître les probabilités que des tremblements de terre, de forces variées, se produisent, tandis que la détermination des risques évalue les effets ou les conséquences que ces tremblements de terre peuvent occasionner pour la centrale. Un résumé de l'évaluation des dangers sismiques définitive a été publié le 29 avril 2016, sur le site Web d'entreprise d'Énergie NB. Des mesures supplémentaires ont été ajoutées, afin de demander que soient effectuées une évaluation approfondie de la solidité des structures, systèmes et composantes ainsi qu'une EPS sismique complète.

L'EPS sismique est la seule méthode reconnue à l'échelle internationale pour calculer le risque d'événements sismiques (c.-à-d., les conséquences pour la centrale) dans un cadre réglementaire qu'il est possible d'exprimer en matière de « fréquence des dommages graves au cœur du réacteur » ou de « fréquence des rejets importants ». De plus, compte tenu du fait que la demande sismique hors dimensionnement a été plus élevée que prévu (comme il est mentionné à la section 3.2.6), Énergie NB a souhaité effectuer des analyses supplémentaires au moyen d'une EPS sismique. L'entreprise a voulu déterminer si la centrale présentait d'autres vulnérabilités causées par un ensemble d'échecs attribuables à l'événement sismique même, et à une présence possible de défauts aléatoires préexistants des composantes et d'erreurs humaines. La méthode utilisée pour l'EPS sismique est décrite de façon plus détaillée à la section 6.4.5.

L'évolution des approches, mentionnée ci-dessus, ne signifie pas que l'évaluation de la marge sismique selon le modèle de l'EPS sera immédiatement écartée. Énergie NB a plutôt choisi de moderniser cette évaluation pour démontrer que la demande sismique hors dimensionnement a été plus élevée que prévu, et pour confirmer que la robustesse sismique de la centrale était suffisante.

## 6.4.2 Tremblement de terre de niveau d'examen

Lors d'une évaluation des risques sismiques hors dimensionnement, on choisit un tremblement de terre de niveau d'examen qui représente un défi de taille pour le système, qui affiche une probabilité raisonnable de se produire, et qui ne prend pas des proportions accablantes. Conformément aux normes canadiennes, le document CSA N289.1-08 (reconfirmé en 2013) définit le tremblement de terre de niveau d'examen (ou le tremblement de terre de niveau de contrôle) comme une représentation artificielle du mouvement du sol lors d'un tremblement de terre conçue pour afficher une probabilité de dépassement inférieure à celle du tremblement de terre de dimensionnement.

### 6.4.2.1 Tremblement de terre de niveau d'examen utilisé lors de l'évaluation originale de la marge

Le document de l'Association canadienne de normalisation CSA CAN3-N289.1-80 (1980), *Exigences générales relatives à la conception et à la qualification parasismique des centrales nucléaires CANDU*, qui était la norme en vigueur lorsque la méthodologie de l'évaluation de la marge sismique selon le modèle de l'EPS de la CNLP a été émise, en 2002, ne définissait pas les exigences applicables à la sélection des tremblements de terre de niveau d'examen qui devaient servir à effectuer les évaluations de la marge sismique. Par conséquent, la méthodologie qu'Énergie NB a adoptée respectait les meilleures lignes directrices internationales du moment pour effectuer l'évaluation de la marge sismique selon le modèle de l'EPS, et a reçu l'approbation de la CCSN. La méthodologie générale reposait sur de nombreux documents fiables, notamment, le SECY-93-087 [28], des lignes directrices de l'Electric Power Research Institute (EPRI), le NUREG-1407 [29], le NUREG/CR-4334 [30] et le NUREG/CR-0098 [31], puisqu'à ce moment-là, il n'existait aucune norme ou ligne directrice intégrée et exhaustive qui régissait de façon détaillée les derniers développements dans le domaine de l'évaluation de la marge sismique selon le modèle de l'EPS.

Lors de la mise au point de la méthodologie relative à l'évaluation de la marge sismique selon le modèle de l'EPS, les premiers critères de ce qui constituerait un tremblement de terre de niveau d'examen adéquat pour la CNPL s'appuyaient sur le NUREG/CR-4334 [30] et sur les lignes directrices de l'EPRI. Plus tard, dans les rapports définitifs sur l'évaluation de la marge sismique selon le modèle de l'EPS de 2008, on a cité le NUREG-1407 [29] pour confirmer qu'un tremblement de terre de niveau d'examen de 0,3 g était acceptable, compte tenu des connaissances du moment au sujet des dangers sismiques.

Selon la section 3.1.1.2 du NUREG-1407 [29] :

*Lors de la plupart des évaluations probabilistes des risques (EPR) sismiques, on utilise l'accélération maximale du sol comme paramètre pour représenter les dangers. Dans ces cas, il faut utiliser les formes spectrales qui correspondent aux estimations actuelles du mouvement du sol. On recommande d'utiliser les formes spectrales médianes pour une période de récurrence de 10 000 ans, fournies dans le NUREG/CR-5250, ainsi que les estimations de la variabilité pour effectuer les analyses.*

### 6.4.2.1 Tremblement de terre de niveau d'examen utilisé lors de l'évaluation originale de la marge, suite

Selon la section 3.2.2 du NUREG-1407 [29], en ce qui concerne les tremblements de terre de niveau d'examen et les formes spectrales connexes :

*Lors des évaluations de la marge sismique, il faut utiliser la valeur spectrale médiane des roches ou du sol, fixée à 0,3 g ou à 0,5 g, fournie dans le NUREG/CR-0098, en fonction du niveau G et de la condition primaire du site. On présente également des discussions supplémentaires au sujet des tremblements de terre de niveau d'examen.*

Dans le but de demeurer conforme aux lignes directrices internationales, et compte tenu du fait qu'Énergie NB ne possédait aucune autre courbe récente et propre à la centrale qui pouvait représenter les réponses aux événements sismiques ou un tremblement de terre de niveau d'examen, on a utilisé la valeur spectrale médiane des roches fixée à 0,3 g, fournie dans le NUREG/CR-0098 [31], pour effectuer l'évaluation de la marge sismique selon le modèle de l'EPS de 2008, en fonction des connaissances du moment des dangers sismiques de la région de Point Lepreau. L'observation du NUREG/CR-0098 implique que la réponse aux événements sismiques du site suit ce qu'on nomme une forme spectrale normalisée.

#### 6.4.2.2 Tremblement de terre de niveau d'examen en 2016

La nouvelle évaluation des risques sismiques (consulter la section 4.2) et l'analyse de la réponse sismique du site qui en résulte (consulter la section 4.2.6) respectent une méthodologie qui permet d'obtenir des spectres de réponse au danger uniformes, qui dégagent une grande quantité d'énergie dans la gamme des hautes fréquences au-dessus de 8 à 10 Hertz (Hz). En ce qui concerne ce type de situation, la section 3.2.2 du NUREG-1407 [29] stipule ce qui suit :

*Compte tenu du fait que les récentes estimations du mouvement du sol, comme celles incluses dans les études sur les dangers effectuées au LLNL et à l'Electric Power Research Institute, indiquent un mouvement du sol relativement plus prononcé face aux fréquences supérieures à 10 Hz, comparativement aux valeurs indiquées sur l'échelle du NUREG/CR-0098, il faut effectuer l'évaluation de la marge des composantes non ductiles seulement (s'il y a lieu) — par exemple, les relais électriques — qui sont sensibles aux hautes fréquences, conformément aux instructions de la section 3.2.4.2. Aucune analyse de réponse particulière à une centrale ne prévoit traiter des préoccupations relatives aux mouvements du sol attribuables aux hautes fréquences. Toutefois, si un détenteur de permis décide d'évaluer la réponse de la centrale aux mouvements du sol attribuables aux hautes fréquences, il doit utiliser les formes spectrales de réponse dérivées des échelles adéquates de réponse au danger médianes, uniformes et propres au site (période de récurrence de 10 000 ans), fixées à 0,3 g ou à 0,5 g, fournies dans le NUREG/CR-5250 et.*

Selon le NUREG-1407, la sélection du tremblement de terre de niveau d'examen dépend de la condition primaire du site étudié. Puisque la nouvelle évaluation des risques sismiques a révélé que le NUREG/CR-0098 ne doit plus servir dorénavant, Énergie NB a avisé la CCSN qu'il sera probablement nécessaire de réviser la méthodologie de l'évaluation de la marge sismique selon le modèle de l'EPS, et possiblement ses objectifs. Dans le but de respecter les lignes directrices internationales les plus récentes émises par l'Electric Power Research Institute, Énergie NB a choisi d'utiliser l'analyse de réponse du site (consulter la section 4.2.6) directement pour le tremblement de terre de niveau d'examen, dans sa plus récente évaluation sismique. Cette façon de procéder permet aussi d'éliminer toute inquiétude relative à l'application d'anciennes lignes directrices, possiblement obsolètes, des documents NUREG.

Comme il est mentionné à la section 6.4.1, la méthodologie pour évaluer les réponses aux tremblements de terre a évolué, et Énergie NB s'est adaptée en conséquence. La plus récente version de la norme canadienne CSA N289.1-08 (reconfirmée en 2013)<sup>4</sup> stipule que :

*La probabilité de dépassement des CLE est généralement établie par le propriétaire ou le détenteur de permis et par l'organisme de réglementation. La probabilité de dépassement médiane est normalement fixée à un ordre de grandeur inférieur à celui utilisé pour les tremblements de terre de référence. On choisit habituellement une probabilité de dépassement médiane de  $1 \times 10^{-4}$  à  $1 \times 10^{-5}$  par année.*

<sup>4</sup> La norme CSA N289.1-08 ne constitue pas une exigence en matière de conformité pour l'obtention du permis d'exploitation du réacteur de la centrale nucléaire de Point Lepreau, par conséquent, il n'est pas obligatoire de s'y conformer.

### 6.4.2.2 Tremblement de terre de niveau d'examen en 2016, suite

Les lignes directrices internationales indiquent généralement qu'il faut utiliser un tremblement de terre de niveau d'examen avec une probabilité de dépassement de  $1 \times 10^{-4}$ /année (ou une période de récurrence de 10 000 ans) pour ce type d'évaluation des risques sismiques. Conformément aux points de la section 6.1.2 ainsi qu'à la norme CSA N289.1-08 (reconfirmée en 2013), lors des évaluations des dangers sismiques à la centrale nucléaire de Point Lepreau, on a choisi une période de récurrence médiane de 10 000 ans comme seuil du tremblement de terre de niveau d'examen, en fonction des critères suivants :

- Il existe une incertitude considérable, aléatoire et épistémique, quant au danger sismique au-delà des périodes de récurrence de 10 000 ans. Le fait de mesurer les valeurs des dangers sismiques pour de plus longues périodes de récurrence créera une incertitude quant aux résultats des évaluations des risques qui serviront à comparer les objectifs de sûreté. Par conséquent, l'utilité de l'EPS sismique lors de la prise de décisions sera compromise;
- La période est d'un ordre de grandeur moins fréquente que celle de la période de références actuelles de Point Lepreau.
- La période respecte l'approche de l'industrie canadienne en matière de traitement des dangers externes.

Compte tenu des critères ci-dessus, on a utilisé les échelles de données de réponse des fondations et les données des courbes de risques aux fondations qui correspondent à une fréquence de dépassement annuelle médiane de  $1 \times 10^{-4}$  (période de récurrence médiane de 10 000 ans) pour effectuer les évaluations des dangers sismiques de la centrale nucléaire de Point Lepreau décrites ci-dessous.

En tant que représentation la plus simple du danger, le tremblement de terre de niveau d'examen est également, et souvent, exprimé comme une valeur représentative lors de l'accélération maximale du sol (c.-à-d., qui correspond à 100 Hertz). Par conséquent, comme l'indique la **Figure 8**, le tremblement de terre de niveau d'examen pour la centrale nucléaire de Point Lepreau est défini à 0,344 g, en fonction de la valeur de réponse de 100 Hertz des fondations du bâtiment, basée sur une fréquence de dépassement annuelle médiane de  $1 \times 10^{-4}$  (c.-à-d., une période de récurrence de 10 000 ans).

### 6.4.3 Perfectionnement des estimations de la capacité sismique

Pour évaluer la résistance, ou la capacité sismique, de la centrale qui lui permettra de résister aux tremblements de terre, il est nécessaire d'évaluer d'abord la résistance des structures, des systèmes et des composantes. Il existe deux méthodes courantes pour y parvenir : (a) la méthode vigilante des marges de défaillance déterministes; et (b) l'évaluation de la fragilité avec descriptions détaillées. Énergie NB a consulté ses experts, et conformément à leurs conseils, l'entreprise a choisi de suivre la méthode (b), l'évaluation de la fragilité avec descriptions détaillées, conformément à la méthodologie établie par l'Electric Power Research Institute.

Les calculs de la fragilité demandent beaucoup de temps et d'argent, et sont exécutés par des experts qui possèdent une expérience considérable en génie civil, qui connaissent bien les propriétés des matériaux et qui comprennent quels dommages les structures ou l'équipement peuvent subir dans l'éventualité d'un important tremblement de terre. Souvent, lorsque des analyses ou des évaluations sont effectuées, on décide où et comment intégrer des hypothèses ou des données simplifiées dans les calculs de la fragilité, afin de réduire le temps et les fonds investis dans cette procédure. Par exemple, au lieu d'effectuer des tests pour obtenir la résistance réelle du matériel installé, on peut opter pour la résistance permise dans le code. Parfois, cette façon de calculer permet d'obtenir une résistance sismique inférieure à la résistance réelle des structures ou de l'équipement. Lors des évaluations, cette procédure est jugée acceptable, car lorsqu'il est confirmé que l'équipement peut résister au tremblement de terre de niveau d'examen, ou qu'il répond aux critères d'acceptation, on peut suspendre les analyses supplémentaires.

La demande sismique, ou les courbes de réponse aux dangers sismiques, peut également contribuer aux calculs de la fragilité. Ainsi, lors des calculs, si des modifications sont apportées à la demande sismique, comme dans le cas de l'évaluation des risques sismiques et de l'analyse de la réponse sismique du site récemment réalisées, décrites à la section 4.2, Énergie NB doit réviser les calculs sismiques. Si les premiers calculs révisés démontrent que les critères d'acceptation ne sont pas respectés, il faut réviser les hypothèses simplifiées qui peuvent avoir été formulées plus tôt, puis effectuer une inspection supplémentaire de la configuration magnétique, etc., dans le but d'améliorer la résistance sismique estimée des structures et de l'équipement. Bien que la plupart du temps la résistance estimée augmente, il arrive parfois que la résistance sismique baisse; il s'agit de la nature de la méthode de calcul.

Habituellement, lors des évaluations des dangers sismiques, on évalue la résistance sismique de toutes les structures et de tout l'équipement qui peuvent freiner la progression d'un accident ou atténuer les conséquences d'un accident postulé. Cette évaluation porte sur les structures et l'équipement du groupe 1 et du groupe 2 qui ont fait l'objet de l'évaluation de la marge sismique selon le modèle de l'EPS effectuée en 2008. Toutefois, pour permettre aux plus récentes évaluations de respecter les engagements envers la CCSN, l'EPS sismique (consulter la section 6.4.5) n'a accordé aucun crédit à l'équipement du Groupe 1, ce qui a donné lieu à une surestimation du risque quantifié de la centrale. Tant que les objectifs en matière de sûreté sont atteints, on a jugé que cette approche est acceptable; on prévoit ajouter les structures et l'équipement du groupe 1 à l'EPS sismique lors d'une modernisation éventuelle, si elle permet de réduire les coûts.

#### 6.4.4 Évaluation de la marge sismique selon le modèle de l'EPS

Comme il est mentionné à la section 6.4.1, une des méthodes d'évaluation sismique choisie pour la centrale nucléaire de Point Lepreau a été l'évaluation de la marge sismique selon le modèle de l'EPS.

L'évaluation de la marge sismique selon le modèle de l'EPS décrit la marge sismique supplémentaire que la centrale possède, grâce à sa conception robuste, et qui lui permet de résister à des tremblements de terre plus importants que ceux qui servent de référence. Pour exprimer la résistance sismique de la centrale, on utilise la valeur de faible probabilité de défaillance avec un niveau de confiance élevé (HCLPF), ce qui veut dire qu'à une accélération maximale du sol particulière qui correspond à un tremblement de terre qui se produit aux 10 000 ans, on peut garantir à 95 % que la probabilité que le cœur du réacteur subisse des dommages graves ou que des émissions radioactives importantes se produisent est de 5 % ou moins. Autrement dit, le résultat d'une évaluation de la marge sismique selon le modèle de l'EPS ne permet pas d'obtenir une estimation du tremblement de terre qui pourrait causer une défaillance catastrophique à la centrale, suffisante pour mettre en péril la santé du public ou des employés, mais les probabilités que ce type d'évènement ait 5 % ou moins de chances de se produire.

L'évaluation de la marge sismique selon le modèle de l'EPS mesure les données de l'EPS de niveau 1 selon les dommages graves causés au cœur du réacteur attribuables aux séismes (ce qui comprend une évaluation des incendies et inondations attribuables aux séismes), et les données de l'EPS de niveau 2 selon les déversements externes de la centrale attribuables aux séismes.

Les principales étapes d'une évaluation de la marge sismique selon le modèle de l'EPS sont les suivantes :

- On définit les fonctions de sûreté importantes à conserver dans l'éventualité d'un évènement sismique. On utilise ces renseignements pour dresser une liste d'équipement sismique (ou une liste d'équipement d'arrêt sûr) qui comprend tout l'équipement qui peut nuire aux fonctions de sûreté en question s'il devait subir des dommages attribuables à des séismes. Certains systèmes, plus particulièrement ceux qui servent à produire l'énergie dans la centrale, peuvent être présumés défaillants, afin de réduire l'effort d'analyse du système.
- On effectue une évaluation sismique sur place à la centrale, durant laquelle on examine les éléments de la liste d'équipement d'arrêt sûr, dans l'état où ils se trouvent. Les éléments critiques sont les dispositifs d'ancrage, les interactions spatiales avec les structures et l'équipement des environs, et la probabilité des incendies et inondations attribuables aux séismes. Selon les résultats de l'évaluation sismique sur place, plusieurs éléments de la liste d'équipement d'arrêt sûr peuvent être soustraits de l'analyse détaillée de la fragilité, si on juge qu'ils sont résistants aux séismes.
- On calcule des courbes de fragilité pour les structures et l'équipement dont les caractéristiques qualitatives et quantitatives ne permettent pas de les soustraire de l'analyse. Ces courbes illustrent les probabilités de défaillance des composantes en fonction d'un paramètre sismique, comme l'accélération maximale du sol. La méthode d'analyse de la fragilité est un moyen probabiliste qui permet d'obtenir des valeurs de faible probabilité de défaillance avec un niveau de confiance élevé.

## 6.4.4 Évaluation de la marge sismique selon le modèle de l'EPS, suite

- On crée des arborescences d'évènements sismiques, où les probabilités des réussites et des défaillances principales sont basées sur des arborescences de défaillances sismiques. Les probabilités de chaque défaillance d'équipement des arborescences de défaillance sont calculées en fonction d'une courbe de fragilité. Pour évaluer les erreurs humaines, on emploie une méthode particulière d'analyse de la fiabilité humaine propre aux évènements sismiques.
- On évalue ensuite la séquence d'accident des évènements initiateurs attribuables à des séismes.

### 6.4.4.1 Critères d'acceptation

Dans l'ancienne méthodologie de l'EPS, on avait choisi deux critères distincts pour mesurer le rendement en cas de dommages considérables au cœur du réacteur ou de déversements selon des valeurs HCLPF de 0,3 g et 0,4 g respectivement. Dans le contexte de réfection d'une centrale, où des modifications considérables peuvent être apportées aux structures, une approche de ce type était appropriée pour garantir que la centrale soit aussi robuste que possible. On considère que lorsque le carburant est réintroduit dans le cœur du réacteur et que la centrale reprend ses activités, il serait presque impossible d'effectuer des améliorations parasismiques importantes.

En général, les pratiques internationales n'établissent pas des exigences distinctes en ce qui concerne la capacité sismique en cas de défaillances du confinement qui peuvent causer d'importants déversements. Habituellement, il est jugé acceptable que le système de confinement possède la même capacité sismique que celle du cœur du réacteur et des systèmes de soutien parasismiques, puisque chaque tremblement de terre, aussi discret qu'il soit, ne peut se produire et être mesuré qu'une fois. Par conséquent, compte tenu des renseignements obtenus des lignes directrices internationales, il serait acceptable que la capacité sismique des systèmes de confinement soit la même que celle qui permet de réagir en cas de dommages au cœur du réacteur.

Par conséquent, et dans le but d'assurer le respect des pratiques internationales, lors de la dernière mise à jour de l'évaluation de la marge sismique selon le modèle de l'EPS, on a fixé un objectif de 0,344 g HCLPF, équivalent au tremblement de terre de niveau d'examen (consulter la section 6.4.2), pour les évènements qui peuvent occasionner des dommages graves au cœur du réacteur et des émissions radioactives importantes. On n'utilise plus des critères d'acceptation distincts pour mesurer le rendement du cœur du réacteur et des systèmes de confinement.

#### 6.4.4.2 Détermination des caractéristiques de la centrale

La liste d'équipement d'arrêt sûr comprend les composantes et les systèmes nécessaires pour effectuer un arrêt sécuritaire du réacteur et pour maintenir un puits de chaleur fiable. Puisque l'EPS des événements internes pendant le fonctionnement (consulter la section 6.3.1) constitue une évaluation approfondie de la sûreté de la centrale, la liste d'équipement d'arrêt sûr comprend des composantes créditées dans l'EPS des événements internes. Pour déterminer la susceptibilité sismique des composantes de la liste d'équipement d'arrêt sûr, on effectue une évaluation sismique sur les lieux. Les objectifs d'une évaluation sismique sur les lieux sont les suivants :

Évaluer les composantes parasismiques de la liste d'équipement d'arrêt sûr, c.-à-d. en fonction de la plus récente demande sismique (consulter la section 4.2.6). Comme l'indiquent les spectres sur les données de réponse des fondations (**Figure 9**), les critères d'évaluation sont demeurés inchangés, à 0,3 g HCLPF pour les structures, systèmes et composantes non parasismiques, et à 0,5 g HCLPF pour les structures, systèmes et composantes parasismiques. Toutefois, dans le rapport NP-6041-SL [27] de l'EPRI, où on recommande d'utiliser un paramètre de mouvement du sol pour mieux décrire les dommages potentiels, les limites des échelles de réponse (c.-à-d., < 0,8 g, entre 0,8 g et 1,2 g, et > 1,2 g) ont également servi à effectuer l'évaluation, ce qui respecte les limites de l'accélération maximale du sol indiquées dans le NUREG/CR-4334 [30]. Les critères d'évaluation sont présentés au **Tableau 9**.

- Trouver l'équipement ou les structures qui ne sont pas sur la liste d'équipement d'arrêt sûr, mais dont la défaillance structurelle peut toucher des éléments qui sont sur la liste d'équipement d'arrêt sûr (c.-à-d., les problèmes d'interaction sismique).
- Définir les modes de défaillance (p. ex., défaillance de la fonctionnalité, de la structure de l'intégrité, ou de l'ancrage) des articles de la liste d'équipement d'arrêt sûr qui ne sont pas évalués, et le type d'évaluation supplémentaire nécessaire.
- Aborder les questions sur les incendies attribuables à des séismes, les inondations attribuables à des séismes, et le déclenchement des systèmes de suppression des incendies. La liste d'équipement d'arrêt sûr comprend des articles de l'équipement pour les interactions séisme/incendie et séisme/inondation.

On a recommandé que les articles qu'il n'a pas été possible d'exclure durant l'évaluation sur les lieux fassent l'objet d'une analyse détaillée de la fragilité (c.-à-d., une estimation de la capacité sismique).

### 6.4.4.3 Évaluation de la marge sismique selon le modèle de l'EPS de niveau 1

L'objectif de l'évaluation de la marge sismique selon le modèle de l'EPS de niveau 1 consiste à démontrer que la conception de la centrale comporte une marge sismique, mesurée en valeurs de capacité HCLPF, qui dépasse 0,344 g lors de l'accélération maximale du sol, ce qui correspond au tremblement de terre de niveau d'examen d'une période médiane de récurrence de 10 000 ans, selon l'analyse la plus récente de la réponse sismique du site, au niveau des fondations des bâtiments, décrite à la section 4.2.6. Cette évaluation permet de définir et de classer les séquences dominantes de la centrale qui peuvent occasionner des dommages graves au cœur du réacteur attribuables à des séismes, et d'obtenir une estimation quantitative de la magnitude des tremblements de terre correspondants, en ce qui concerne l'accélération maximale du sol.

#### 6.4.4.3.1 Progression d'un évènement sismique

On a effectué une analyse en fonction du mode de défaillance et des effets des structures et composantes dont la capacité sismique était inférieure à la capacité d'évaluation HCLPF de 0,58 g. L'analyse en fonction du mode de défaillance et des effets sert à évaluer les conséquences que les défaillances attribuables à des séismes sur les structures, systèmes et composantes auront sur la sûreté de la centrale, et permet de déterminer si les défaillances attribuables à des séismes doivent être perçues comme des évènements initiateurs ou si elles doivent être incluses aux arborescences de défaillances sismiques. Les résultats de l'analyse en fonction du mode de défaillance et des effets servent de références lors de la création des arborescences d'évènements sismiques et des arborescences de défaillances sismiques.

Les arborescences d'évènements sismiques servent à effectuer la quantification des séquences d'accidents, afin de déterminer la valeur HCLPF de l'étape finale (état final) de chaque séquence d'accident. La méthodologie à suivre pour créer des arborescences d'évènements sismiques est quelque peu différente de celle qui sert à créer des EPS d'évènements internes. Dans l'EPS d'évènements internes, on tient compte de nombreux évènements initiateurs. Chaque évènement initiateur entraîne une des nombreuses conséquences possibles représentées dans l'arborescence d'évènements. Les premiers évènements de l'arborescence d'évènements correspondent à la disponibilité à court terme et à la fiabilité à long terme des systèmes d'atténuation ainsi qu'aux mesures prises par l'exploitant.

À l'opposé, l'évaluation de la marge sismique selon le modèle de l'EPS tient compte d'un seul évènement sismique initiateur : le tremblement de terre. On crée d'abord une arborescence d'évènements sismiques primaire, qui propose différentes amplitudes d'évènements sismiques et attribue un évènement interne initiateur conséquent à chacune. On crée ensuite une arborescence d'évènements sismiques secondaire, qui comprend des défaillances aléatoires des systèmes, des défaillances attribuables à des séismes, ou une combinaison des deux, afin d'expliquer le scénario d'atténuation possible grâce aux systèmes disponibles si les évènements sismiques postulés devaient se produire.

#### 6.4.4.3.1.1 Arborescence d'évènements sismiques primaire

La première arborescence d'évènements est l'arborescence d'évènements sismiques primaire, qui contient les défaillances attribuables à des séismes des structures, systèmes et composantes qui peuvent directement causer des dommages graves au cœur du réacteur, ou certains évènements initiateurs attribuables à des séismes. L'objectif principal de cette première arborescence d'évènements consiste à déterminer les évènements initiateurs attribuables à des séismes. Un évènement initiateur attribuable à des séismes correspond à une défaillance de la centrale causée par le mouvement sismique. L'ordre des évènements sismiques initiateurs de l'arborescence d'évènements dépend de la résistance sismique des systèmes. Les défaillances les plus critiques se trouvent au début de l'arborescence d'évènements sismiques. Les évènements principaux de l'arborescence d'évènements sismiques primaire correspondent à des défaillances potentielles attribuables à des séismes. On attribue à chaque évènement principal une valeur HCLPF de résistance.

#### 6.4.4.3.1.2 Arborescence d'évènements sismiques secondaire

Les arborescences d'évènements sismiques secondaires servent à définir les actions à entreprendre à la centrale après les évènements sismiques initiateurs. Pour créer le deuxième ensemble d'arborescences d'évènements, on modifie les arborescences d'évènements internes de l'EPS internes afin qu'ils présentent les conditions attribuables à des séismes. Les en-têtes du deuxième ensemble d'arborescences d'évènements représentent les défaillances des systèmes causées par des défaillances attribuables à des séismes, des défaillances aléatoires, ou une combinaison des deux.

#### 6.4.4.3.2 Arborescences de défaillances sismiques

On modifie l'arborescence de défaillances sismiques principales des évènements internes afin de créer des arborescences de défaillances sismiques pour les systèmes d'atténuation définis dans les arborescences d'évènements sismiques secondaires. Les défaillances fonctionnelles ou structurelles des composantes attribuables à des séismes qui ne sont pas incluses dans l'arborescence d'évènements sismiques primaire et qui ont une résistance HCLPF inférieure à 0,58 g sont ajoutées à l'arborescence de défaillances sismiques principale, près des défaillances aléatoires des composantes, au moyen d'un code de logiciel nommé XINIT.

#### 6.4.4.3.3 Quantification

Le processus de quantification de la séquence de l'accident, qui fait partie de l'évaluation de la marge sismique selon le modèle de l'EPS, permet d'obtenir deux types de seuils pour les évènements qui causent des dommages graves au cœur du réacteur : les seuils sismiques, et les seuils mixtes.

- Les seuils sismiques comprennent seulement les défaillances attribuables à des séismes (par exemple : les défaillances attribuables à des séismes de la composante A, et les défaillances attribuables à des séismes de la composante B). On calcule la valeur HCLPF d'un seuil sismique au moyen de la méthode MIN-MAX. Dans cette méthode, la valeur HCLPF d'un seuil sismique correspond aux valeurs HCLPF maximales des défaillances attribuables à des séismes du seuil.
- Les seuils mixtes comprennent les défaillances attribuables à des séismes des composantes, les défaillances aléatoires des composantes ainsi que les erreurs de l'exploitant. Ces seuils ne contribuent pas à l'estimation finale de la capacité sismique que permet d'obtenir l'évaluation de la marge sismique selon le modèle de l'EPS.

#### 6.4.4.4 Évaluation de la marge sismique selon le modèle de l'EPS de niveau 2

L'objectif de l'évaluation de la marge sismique selon le modèle de l'EPS de niveau 2 consiste à évaluer les émissions externes associées aux événements sismiques. On regroupe les séquences de l'évaluation de la marge sismique selon le modèle de l'EPS de niveau 1 qui permettent d'obtenir les niveaux de dommages 1 et 2 de la centrale, on effectue une analyse des accidents graves, on crée des arborescences d'évènements de la progression des accidents, puis on définit l'enclume de confinement. L'évaluation de la marge sismique selon le modèle de l'EPS de niveau 2 permet ensuite d'effectuer une analyse en fonction du mode de défaillance et des effets des défaillances attribuables à des séismes des structures ou des composantes qui font partie des systèmes de confinement. Les arborescences de défaillances sismiques de niveau 2 peuvent alors comprendre les arborescences de défaillances sismiques des systèmes de confinement. On évalue ensuite les séquences de l'arborescence d'évènements afin de déterminer les fréquences de toutes les catégories applicables d'émissions externes. Les séquences de niveau 1 qui occasionnent des dommages de niveau 0 (ce qui concerne une perte rapide d'intégrité structurale du cœur du réacteur en raison d'une défaillance du déclencheur du réacteur) contribuent directement aux émissions externes de la centrale.

#### 6.4.5 EPS sismiques

L'EPS sismique de la centrale nucléaire de Point Lepreau a permis de mesurer le risque sismique au moyen d'une estimation de la fréquence des dommages graves au cœur du réacteur et de la fréquence des émissions importantes (fréquence des émissions importantes) attribuables à des éléments initiateurs de nature sismique. Pour obtenir les données relatives à ces événements attribuables à des séismes à partir de l'EPS sismique, on combine les données de la courbe des risques sismiques (consulter la **Figure 11**), des capacités sismiques des structures, systèmes et composantes, et de la capacité de réponse de la centrale. On base l'EPS sismique autant que possible sur l'évaluation de la marge sismique reposant sur l'EPS qui a précédé, décrite à la section 6.4.4, mais on veille à ce qu'elle respecte les plus récentes lignes directrices internationales en ce qui concerne l'EPS sismique, les pratiques exemplaires de l'industrie, et les plus récents renseignements au sujet des risques (consulter la section 4.2.6) relatifs au site de Point Lepreau.

## 6.4.5 EPS sismiques, suite

Les principales étapes de l'EPS sismique sont les suivantes :

- Créer des courbes des risques sismiques au niveau des fondations des structures liées à la sûreté, en fonction des résultats de l'analyse des risques sismiques décrite à la section 4.2.
- Obtenir et examiner les guides de conception sismique, les critères sismiques de conception, les rapports des analyses sismiques, les diagrammes et tout autre document et dessin de conception;
- Examiner les événements internes l'EPS et déterminer leur pertinence à l'EPS sismique.
- Dresser la liste d'équipement d'arrêt sûr afin de déterminer les structures, systèmes et composantes qui doivent faire l'objet d'une analyse de la fragilité.
- Effectuer une évaluation sur les lieux afin d'en déterminer la résistance sismique, puis soustraire de l'évaluation les structures, systèmes et composantes parasismiques, conformément à la méthodologie de l'Electric Power Research Institute décrite dans le rapport NP-6041-SL [23].
- Créer une gamme des réponses des étages et une réponse des structures.
- Effectuer une analyse de la fragilité des structures, systèmes et composantes qu'il n'a pas été possible de soustraire à l'évaluation sismique sur les lieux.
- Effectuer une analyse en fonction du mode de défaillance et des effets afin d'évaluer les structures, systèmes et composantes dont la capacité sismique est inférieure à la capacité de contrôle.
- Effectuer une analyse de la vibration des contacts de relais.
- Créer un modèle d'EPS sismique de la centrale.
- Effectuer la quantification des séquences d'accidents sismiques

### 6.4.5.1 Créer des courbes des risques sismiques

Les données de la gamme des réponses des fondations qui ont servi lors de l'analyse de la fragilité et les courbes des risques sismiques qui ont servi lors de la convolution pour obtenir les estimations des risques en fonction des fréquences sont décrites à la section 4.2.6 et sont illustrées à la **Figure 11**.

À cette étape, on a évalué le potentiel des interactions sol et structure, la possibilité de liquéfaction du sol, la stabilité des talus, et les dommages aux canalisations et structures situées sous le sol, au début du processus de l'EPS sismique.

### 6.4.5.1 Créer des courbes des risques sismiques, suite

Habituellement, on choisit de construire des centrales nucléaires sur des sites où il existe une faible probabilité de liquéfaction du sol. On s'attend à ce que la liquéfaction se produise dans les conditions suivantes :

- Durant des mouvements importants du sol, la pression de l'eau interstitielle peut s'accumuler dans les dépôts saturés pulvérulents.
- Si l'amplitude et la durée du mouvement sont suffisamment importantes, la pression de l'eau interstitielle peut égaler celle de la pression de confinement, ce qui peut causer une perte de la résistance au cisaillement du sol.
- Dans cette condition, l'eau se dirige vers la surface et forme des jets, des sables mouvants et des fissures du sol.
- Les édifices peuvent s'effondrer, et d'importants affaissements inégaux ou glissements de terrain peuvent se produire.

Le phénomène de la liquéfaction du sol ne s'applique pas à la centrale nucléaire de Point Lepreau. L'enveloppe de la centrale nucléaire de Point Lepreau repose sur de la roche et compétente.

### 6.4.5.2 Obtenir les renseignements sur la conception de la centrale

Les EPS sont des études générales et diversifiées qui nécessitent une quantité considérable de renseignements liés à la conception, aux analyses et aux opérations de la centrale. Cette définition s'applique aux analyses de l'EPS des événements internes ou externes. L'EPS sismique nécessite du travail supplémentaire qui consiste à effectuer une analyse de la capacité sismique des structures et des composantes. Pour évaluer la capacité sismique de la centrale, il faut comprendre la philosophie de la conception sismique. Ces renseignements se trouvent dans les guides de conception de la sûreté et du génie, et dans les documents sur les normes sismiques canadiennes.

Une quantité considérable de renseignements est nécessaire dans presque toutes les disciplines où les professionnels sont responsables de la conception et des opérations des centrales, et on tient compte de ce fait dans le modèle et le processus d'évaluation de l'EPS sismique.

#### 6.4.5.3 Examiner les EPS des événements internes afin d'en déterminer la pertinence à l'EPS sismique

À cette étape intermédiaire, on a examiné l'EPS des événements internes dans le but de déterminer les événements initiateurs potentiels attribuables à des séismes, et dans le but de modifier les arborescences d'événements sismiques et les arborescences de défaillances sismiques de l'EPS, au besoin. La liste préliminaire d'équipement d'arrêt sûr (liste d'équipement d'arrêt sûr) a également été dressée, mais elle n'a pas été limitée aux systèmes d'atténuation et aux composantes qui ont reçu l'approbation dans l'EPS des événements internes.

#### 6.4.5.4 Dresser la liste d'équipement d'arrêt sûr

L'ensemble préliminaire d'équipement d'arrêt sûr comprend notamment l'équipement des systèmes d'atténuation où la présence de défaillances peut occasionner des dommages graves au cœur du réacteur lors de l'EPS des événements internes de niveau 1, et des émissions radioactives importantes lors de l'EPS des événements internes de niveau 2.

Les arborescences de défaillances sismiques de l'EPS des événements internes ne fournissent pas une liste complète de l'équipement de l'EPS sismique; il faut donc ajouter des éléments structurels à la liste d'équipement d'arrêt sûr, p. ex., panneaux ou armoires électriques, étagères d'instruments, murs de maçonnerie, édifices, etc. Il faut définir les structures qui contiennent de l'équipement pertinent aux EPS. Pour chaque fonction de sûreté, il faut définir les systèmes qui y sont liés, puis ajouter l'équipement nécessaire à la liste. On ajoute ces éléments structurels supplémentaires afin de garantir que la liste d'équipement d'arrêt sûr soit exhaustive, et qu'elle tienne compte des résultats de l'analyse détaillée de l'EPS sismique et de l'évaluation de la marge sismique reposant sur l'EPS précédente (consulter la section 6.4.4).

#### 6.4.5.5 Effectuer une évaluation sismique sur les lieux

Quatre évaluations sur les lieux ont été effectuées au site de Point Lepreau, afin de tenir compte de l'évaluation de la marge sismique reposant sur l'EPS précédente qui a servi à orienter la réfection de la centrale. La plus récente a eu lieu en février 2014, et elle a servi à la mise à jour de l'évaluation de la marge sismique reposant sur l'EPS. Les résultats et les renseignements obtenus lors de la dernière évaluation sur les lieux serviront à mettre à jour la liste d'équipement d'arrêt sûr afin d'appuyer l'EPS sismique. L'évaluation sismique sur les lieux a également inclus des points de préoccupation relatifs aux incendies et inondations internes attribuables à des séismes.

#### 6.4.5.5.1 Critères de contrôle

Pour effectuer le contrôle, on adopte la même approche, présentée à la section 6.4.4, qui sert à effectuer l'évaluation de la marge sismique reposant sur l'EPS (consulter le

**Tableau 9).** Lorsqu'il a été nécessaire, une analyse de la fragilité supplémentaire de diverses composantes a été effectuée.

#### 6.4.5.6 Créer une gamme des réponses des étages et une réponse des structures

Comme il est précisé à la section 4.2, les vibrations sismiques d'un tremblement de terre — à une certaine profondeur sous la centrale, sur la roche dure — sont prédites au moyen d'évaluations des risques sismiques, et sont représentées au moyen de gammes unies des réponses aux dangers (consulter la **Figure 5**). Pour mieux comprendre les conséquences qu'un tremblement de terre peut avoir sur les bâtiments de la centrale nucléaire de Point Lepreau, on propage les vibrations sismiques vers le haut (consulter la section 4.2.6), à travers les couches de roche et de la terre, jusqu'aux fondations. On illustre les données obtenues au moyen d'une gamme des réponses des fondations (consulter la **Figure 8**). Toutefois, ces vibrations sismiques se déplacent effectivement vers le haut, et traversent les étages de l'édifice; plus l'élévation est prononcée, plus la magnitude des vibrations sismiques augmente. Pour représenter la capacité de réponse de chaque étage d'un édifice, on utilise des courbes supplémentaires nommées gammes des réponses des étages (consulter la **Figure 12** pour obtenir un exemple); ces courbes peuvent ensuite produire des données qui permettront d'affecter l'analyse de la résistance sismique ou l'analyse de la fragilité.

#### 6.4.5.7 Exécution de l'analyse de la fragilité

On définit la fragilité d'une structure, d'un système ou d'une composante comme la probabilité conditionnelle de défaillance face à quelconque mouvement sismique, ou comme le paramètre de la capacité de réponse, p. ex., l'accélération spectrale à une fréquence naturelle. La capacité de réponse de la structure, du système ou de la composante à la force sismique qui leur est imposée est habituellement représentée comme une courbe qui illustre une fonction de dépendance de la défaillance sur l'accélération spectrale. On définit cette courbe comme une courbe de la fragilité. La **Figure 35** présente un exemple typique d'une courbe de la fragilité.

L'objectif de l'évaluation de la fragilité consiste à estimer la capacité d'accélération spectrale d'une pièce d'équipement ou d'une structure.

### 6.4.5.7 Exécution de l'analyse de la fragilité, suite

Le calcul des fragilités comporte deux aspects :

- La définition de la défaillance de la structure, du système ou de la composante.
- La détermination de la capacité sismique. Les composantes peuvent avoir plusieurs modes de défaillance, et il faut tenir compte de chaque mode lors de l'analyse. Par conséquent, il peut exister plusieurs courbes de la fragilité pour une composante particulière, lorsque plusieurs modes de défaillance sont présents. Toutefois, aux fins de cette méthodologie, lorsque les composantes ont plusieurs modes de défaillance, on analyse seulement le mode de défaillance des limites.

En ce qui concerne l'équipement, une défaillance désigne l'incapacité de l'équipement à assurer la fonction de sûreté pour laquelle il a été conçu.

L'analyse de la fragilité a été effectuée conformément aux plus récentes lignes directrices et pratiques internationales, comme il est décrit à la section 6.4.3.

#### 6.4.5.8 Effectuer une analyse en fonction du mode de défaillance et des effets

Une analyse en fonction du mode de défaillance et des effets a été effectuée afin d'évaluer les conséquences des défaillances attribuables à des séismes des structures et composantes relatives à la sûreté de la centrale, et afin de déterminer si on doit percevoir les défaillances attribuables à des séismes comme des événements initiateurs, ou s'il faut les inclure aux arborescences de défaillances sismiques. Les résultats de l'analyse en fonction du mode de défaillance et des effets deviennent les données qui permettent de créer les arborescences d'événements sismiques et les arborescences de défaillances sismiques. Dans les arborescences de défaillances sismiques, on positionne ces événements sismiques de base de façon à ce que leur défaillance soit similaire à des événements de base qui causent des défaillances aléatoires des composantes concernées.

On a effectué une analyse en fonction du mode de défaillance et des effets pour évaluer les structures ou composantes dont la capacité sismique est inférieure à la capacité de contrôle.

#### 6.4.5.9 Effectuer l'analyse de la vibration des contacts de relais

Un des aspects étudiés lors de l'évaluation sismique est la possibilité que l'équipement en cause ne fonctionne pas ou qu'il soit actionné par inadvertance en raison de la vibration des contacts de relais, ce qui nuit au fonctionnement des systèmes de sûreté nécessaires pour intervenir lors des événements attribuables à des séismes. Les opérations non souhaitées de l'équipement causées par la vibration des contacts de relais attribuables à des séismes sont les suivantes :

- (a) Activation par inadvertance : l'ouverture ou la fermeture des valves, le démarrage ou l'arrêt des pompes, l'ouverture ou la fermeture des disjoncteurs qui se produisent par inadvertance, ou toute autre activation causée par la vibration des contacts de relais.
- (b) Défaillance d'activation : défaillance de l'ouverture ou de la fermeture des disjoncteurs, de l'ouverture ou de la fermeture des valves, ou de toute autre mise en marche d'appareil lorsque la demande d'activation est générée. On inclut à ce mode les fonctions non désirées de scellement et de verrouillage des relais.

Il faut tenir compte de chacun de ces modes de défaillance lors de l'évaluation des effets potentiels de la vibration des contacts de relais.

L'analyse de la vibration des contacts de relais consiste à 1) définir les relais essentiels relatifs aux composantes autorisées lors de l'EPS, 2) soustraire les relais en raison de la capacité sismique générique du relais ou de la fonction du relais, 3) estimer la capacité sismique des relais, et 4) fournir des renseignements au sujet des effets des vibrations des contacts de relais afin de permettre d'inclure des mesures de rétablissement potentielles au modèle sismique de la centrale.

#### 6.4.5.10 Créer un modèle d'EPS sismique de la centrale

Pour créer le modèle général d'EPS sismique de la centrale, on utilise le modèle de l'évaluation de la marge sismique reposant sur l'EPS (consulter la section 6.4.4). Il existe toutefois des différences fondamentales entre les deux modèles, notamment :

- Dans une évaluation de la marge sismique reposant sur l'EPS, on illustre la fragilité d'une composante à moyen d'une estimation par points extraits d'une courbe de la fragilité fixée à 95 % de confiance et 5 % de probabilité de défaillance (consulter la **Figure 35**), tandis que dans une EPS sismique on utilise une équation dans le modèle pour représenter toute la courbe de la fragilité.
- Une évaluation de la marge sismique reposant sur l'EPS permet d'estimer la résistance générale des systèmes de la centrale conçus pour résister à un tremblement de terre, tandis qu'une EPS sismique évalue la capacité générale d'une centrale à prévenir les dommages graves au cœur du réacteur ou les émissions radioactives importantes. Ainsi, dans une EPS sismique on peut décider que l'équipement d'atténuation pour les situations d'urgence (consulter la section 3.0) compte parmi les mesures de la capacité de réponse en cas d'urgence à prévenir ou réduire les conséquences graves de l'évènement sismique.

#### 6.4.5.11 Effectuer la quantification des séquences d'accidents sismiques

Comme il est illustré au Tableau 8, la méthode de quantification d'une EPS sismique est différente de celle d'une évaluation de la marge sismique reposant sur l'EPS, car les objectifs et les résultats de chaque évaluation sont différents. Lors d'une EPS sismique, on n'utilise pas la méthode MIN-MAX qui sert lors d'une évaluation de la marge sismique reposant sur l'EPS. On procède plutôt à une convolution de la courbe des risques sismiques de la **Figure 11** et des courbes de la fragilité du modèle de l'EPS sismique afin d'estimer la contribution à la fréquence des dommages graves au cœur du réacteur des émissions radioactives importantes que causeraient ces événements. Par conséquent, les résultats de l'EPS sismique offrent une estimation de la fréquence des dommages graves au cœur du réacteur (niveau 1) et de la fréquence des émissions importantes (niveau 2), qui peuvent ensuite être comparées aux critères d'acceptation ou aux objectifs de sûreté.

Pour convoluer la courbe des risques sismiques, on la divise en intervalles discrets nommés compartiments (consulter la **Figure 36** pour obtenir une illustration du concept). La fréquence de chaque compartiment correspond à la différence de la fréquence médiane de dépassement annuelle à chaque extrémité des accélérations maximales du sol représentées dans le compartiment. Au total, on a utilisé sept intervalles pour représenter les différents risques sismiques, comme il est illustré au **Tableau 10**. Ces intervalles représentent les événements initiateurs dans l'EPS sismique. On calcule les fragilités des structures, systèmes et composantes spécifiquement pour chaque intervalle, puis on utilise la probabilité correspondante dans le modèle de l'EPS sismique. On crée et on quantifie un nouvel ensemble d'événements sismiques (c.-à-d., des événements de fragilité) et la logique de la séquence d'accident associée pour chaque intervalle, puis on combine les fréquences de séquence de chaque intervalle.

## 6.5 Intégration au modèle global des risques

À la centrale nucléaire de Point Lepreau, chaque EPS des risques est intégrée à un modèle global, afin de permettre l'analyse de l'importance, l'analyse de l'incertitude et l'analyse de la sensibilité. De cette façon, tous les risques sont pris en compte lors de l'analyse des évaluations effectuée pour obtenir des renseignements supplémentaires.

### 6.5.1 Analyse de l'importance

On effectue l'analyse de l'importance afin de définir les systèmes et les composantes qui influencent la fréquence générale des dommages graves au cœur du réacteur de la centrale, et la fréquence des émissions importantes. On effectue cette analyse également dans le but de définir les principaux contributeurs à ces données de risque. Conformément aux lignes directrices du document de réglementation REGDOC-2.4.2 [24], en ce qui concerne les aspects de sûreté des principaux contributeurs, on exclut du présent rapport les vulnérabilités spécifiques et les séquences d'événements qui y sont associées.

### 6.5.2 Analyse de l'incertitude

Puisque dans le modèle d'EPS on tente de simuler la réalité, il devient nécessaire de simplifier les hypothèses et les notions relatives à des processus et des phénomènes assez complexes. Ces simplifications et idéalizations donnent lieu inévitablement à des incertitudes. Dans ces modèles, il existe trois catégories principales de sources d'incertitudes :

1. L'exhaustivité
2. La pertinence des modèles
3. Les incertitudes liées aux données des paramètres

Les incertitudes peuvent varier considérablement, en fonction du risque analysé. En général, l'incertitude associée aux événements internes est relativement faible, tandis que l'incertitude associée aux risques externes est nettement plus élevée, surtout en ce qui concerne les événements très rares où il existe peu de preuves ou de données antérieures pour soutenir l'extrapolation d'une fréquence d'occurrence très faible. L'importante incertitude présente lors des évaluations des risques externes est la principale raison pour laquelle il est nécessaire de faire preuve d'une grande vigilance lors de l'interprétation des résultats et des renseignements connexes qui en découlent.

À la centrale nucléaire de Point Lepreau, l'incertitude associée aux diverses EPS des risques se nomme « facteur d'erreur », qui de manière générale est défini comme le taux entre la valeur de confiance de 95 % et la valeur de confiance, ou la valeur médiane de 50 %, dépendamment de la source des données, pour chaque événement de défaillance potentiel. En ce qui concerne les événements sismiques, on détermine le facteur d'erreur au moyen du logarithme naturel du modèle d'incertitude d'un écart-type.

### 6.5.3 Analyse de la sensibilité

L'analyse de la sensibilité sert à évaluer les effets des résultats sur les hypothèses avancées lors des analyses des arborescences d'événements sismiques et des arborescences de défaillances sismiques, ainsi que sur les hypothèses qui influencent la quantification des événements initiateurs, des événements non survenus, et des événements liés aux erreurs humaines. Le fait d'appliquer des variations raisonnables aux paramètres principaux et aux hypothèses lors de l'analyse des EPS des risques et lors de l'analyse des accidents graves permet de mieux comprendre le niveau de conservatisme de certaines hypothèses qui orientent les estimations des risques de la centrale. Puisque l'analyse de la sensibilité permet de découvrir les configurations ou scénarios vulnérables à la centrale, les résultats de l'analyse de la sensibilité sont exclus du présent rapport, pour des raisons de sûreté.

## 7.0 Résumé des résultats de l'EPS

À la centrale nucléaire de Point Lepreau, on utilise deux mesures d'EPS de niveau 1 et de niveau 2 qui sont ensuite comparées aux buts et objectifs en matière de sûreté afin de permettre la prise de décisions en ce qui concerne les améliorations potentielles de la sûreté (consulter la section 6.1 pour connaître les détails relatifs aux buts en matière de sûreté et leur application à la centrale nucléaire de Point Lepreau). Les mesures sont les suivantes :

- La fréquence des dommages graves au cœur du réacteur
- La fréquence des émissions importantes

Comme il est illustré au **Tableau 6**, les états d'endommagement de la centrale qui occasionnent des dommages graves au cœur du réacteur sont les états 0, 1 et 2, qui sont regroupés pour permettre d'obtenir une estimation de la fréquence des dommages graves au cœur du réacteur.

Comme il est illustré au **Tableau 7**, les catégories d'émissions externes de la centrale (CEEC) qui ont le potentiel de dépasser le seuil d'émissions importantes de  $1 \times 10^{14}$  becquerels (c.-à-d., 100 TBq) de Cs-137 sont CEEC0 à CEEC6, qui sont regroupées afin de fournir une estimation de la fréquence des émissions importantes.

Lors de l'interprétation des résultats de chaque EPS des risques (événements internes lorsque le réacteur est activé, incendies internes lorsque le réacteur est activé, inondations internes lorsque le réacteur est activé, événements sismiques lorsque le réacteur est activé, et des événements internes lorsque le réacteur est arrêté), on présume que le réacteur demeure dans l'état où il a été examiné à 100 % du temps. Ainsi, il n'est pas approprié de simplement regrouper les résultats bruts des EPS lorsque le réacteur est en fonction et les résultats bruts des EPS lorsque le réacteur est arrêté, car la centrale ne peut pas se trouver simultanément dans les deux états.

Il semble exister un consensus international [33] selon lequel le regroupement des risques dans le but de les mesurer aux objectifs de sûreté doit comprendre les risques de tous les dangers, toutes les sources de radioactivité et tous les modes d'opération de la centrale. On note toutefois un consensus égal de préoccupation au sujet des deux aspects suivants :

- a) Le simple regroupement des contributions en provenance de divers contributeurs aux risques ne tient pas compte de l'importante variété des distributions de l'incertitude dans les résultats (faible incertitude en ce qui concerne les événements internes, comparativement à de fortes distributions d'incertitude en ce qui concerne les événements externes).
- b) Le fait de regrouper les résultats de différents risques et de les évaluer au moyen de différentes méthodologies d'ancienneté variable et de données de qualité variable produira une erreur de justesse exprimée par une évaluation trop prudente, par conséquent, la comparaison des risques et des objectifs de sûreté accordera l'importance au traitement mathématique de l'incertitude plutôt qu'aux niveaux de risques sous-jacents.

## 7.0 Résumé des résultats de l'EPS, suite

Comme il est indiqué à la section 6.1.1, les objectifs en matière de sûreté sont habituellement fixés pour chaque réacteur et chaque danger, pour soutenir l'obtention du permis de la centrale, toutefois, l'industrie canadienne étudie les méthodes d'agrégation des risques afin de répondre aux préoccupations susmentionnées. Jusqu'à l'obtention d'un consensus international au sujet des EPS du site entier, et jusqu'à ce que des méthodes de regroupement de tous les risques soient mises au point et acceptées, on effectue un simple regroupement des risques, lorsqu'il est approprié de le faire, comme l'indiquent les tableaux suivants.

**Tableau 12** : Résultats regroupés de l'EPS lorsque le réacteur est activé.

**Tableau 13** : Résultats de l'EPS lorsque le réacteur est en arrêté.

**Tableau 14** : Estimation de la capacité sismique en fonction de l'évaluation de la marge sismique fondée sur l'EPS.

Dans tous les cas, et indépendamment de la façon dont les résultats sont présentés, la centrale nucléaire de Point Lepreau atteint les objectifs en matière de sûreté liés à l'EPS.

## 8.0 Planification des mesures d'urgence

Bien qu'Énergie NB ne s'attende pas à ce qu'une situation d'urgence radiologique se produise à la centrale nucléaire de Point Lepreau, Énergie NB et l'Organisation des mesures d'urgence (OMU) du Nouveau-Brunswick ont mis au point des procédures et des plans détaillés pour faire face à l'impensable et protéger les travailleurs ainsi que le public.

Le programme d'urgence de la centrale nucléaire de Point Lepreau est régi par les éléments suivants :

- a) des procédures d'urgence détaillées à suivre à l'interne lorsque la situation d'urgence se limite à la centrale et ne pose aucun danger pour le grand public;
- b) un plan externe décrit dans un document du gouvernement du Nouveau-Brunswick détenu par l'OMU. Ce plan expose de façon détaillée les procédures à suivre lorsqu'une situation d'urgence pouvant poser un danger pour le grand public survient à la centrale nucléaire de Point Lepreau et, par conséquent, nécessite une intervention multiservices coordonnée. Il exige qu'un certain nombre de ministères du gouvernement du Nouveau-Brunswick et d'organismes de soutien externes mettent en œuvre des mesures d'intervention.

Même si le risque que présente un rejet massif accidentel de radionucléides ou tout autre accident industriel pour la vie ou l'environnement est faible, il est dans l'intérêt du public que les autorités se dotent de plans d'urgence efficaces et soient prêtes à réagir. Par exemple, afin de composer avec des situations de tremblements de terre, un système de surveillance sismique a été installé dans la centrale pour détecter un tremblement de terre pouvant nuire à l'installation. Si le tremblement de terre est d'une magnitude suffisante, des alarmes sonnent dans la principale salle de commande. En réponse à ces alarmes, le surveillant de quart suit la procédure d'urgence détaillée sur les lieux et prend des mesures précises en fonction de l'ampleur du tremblement de terre. Ces dernières peuvent inclure la fermeture de la centrale si le séisme de référence est dépassé. Le réacteur ne serait pas remis en fonction avant que des inspections exhaustives de la structure et de l'équipement aient démontré qu'il est sécuritaire de remettre la centrale en marche. Dans l'éventualité peu probable que le tremblement de terre endommage le cœur du réacteur ou pose une menace d'émission de rayonnements, l'OMU du Nouveau-Brunswick en est informée et le plan hors site est activé.

Le plan externe définit les critères qui président à l'instauration de mesures de protection afin de prévenir les effets déterministes et de réduire au minimum les effets stochastiques d'un rejet radiologique à la centrale nucléaire de Point Lepreau. Il comprend les volets suivants :

- la mise à l'abri;
- l'ingestion de comprimés d'iodure de potassium (distribués à chaque personne résidant dans un rayon de 20 km de la centrale);
- l'évacuation.

## 8.1 Zones de planification d'urgence

Pour les besoins de la planification des mesures d'urgence, trois zones ont été définies. La zone de planification des mesures de précaution désigne la zone devant être évacuée rapidement dans un rayon de 4 km de la centrale en cas de rejet imminent. La zone de planification des mesures de protection d'urgence est située dans un rayon de 12 km de la centrale. Dans cette zone, les mesures de protection devraient reposer sur les résultats du contrôle radiologique et l'état de la centrale. La zone de planification des mesures de protection à long terme est située dans un rayon de 20 km de la centrale. Dans cette zone, les mesures de protection devraient aussi reposer sur les résultats du contrôle radiologique et l'état de la centrale.

L'ébauche du plan d'évacuation indique que, dans le pire scénario, l'évacuation complète de la zone de 20 km pourrait faire intervenir jusqu'à 3 000 personnes, 1 400 véhicules, 20 animaux de grande taille et 50 bateaux de pêche. Or, en 2011, une enquête démographique plus poussée a été effectuée sur les différentes zones du plan qui sont séparées par un système de gardiens (consulter le **Tableau 16**). Douze des quinze zones de gardiens se trouvent dans un rayon de 20 km (consulter la **Figure 37**). Ces zones sont basées sur les paramètres de la distance routière totale et de la densité de la population, lesquels permettent de les couvrir en 45 minutes en roulant à basse vitesse. Ces 20 km englobent trois autres zones : les zones n<sup>os</sup> 13, 14 et 15. Elles consistent principalement en des camps et d'autres résidences temporaires. Le ministère des Ressources naturelles est responsable de donner l'alerte dans ces trois zones.

## 8.2 Stratégie d'intervention d'urgence

Lorsqu'un accident se produit, il est très difficile pour les organisations d'intervention d'urgence externes de prédire un rejet dans l'atmosphère ou un rejet liquide ou encore l'ampleur de celui-ci. Comme elle repose sur des renseignements très limités, la stratégie initiale de planification des mesures de protection devrait jouer la prudence.

En cas de rejet dans l'atmosphère, la stratégie initiale suivante est recommandée dans le cadre d'un plan d'urgence interne :

- Lorsqu'un accident risquant d'entraîner une fusion du cœur est détecté, il faut évacuer ou mettre à l'abri immédiatement toute la zone de planification des mesures de précaution entourant la centrale. Les mesures doivent être mises en œuvre sur 360 degrés à titre de précaution contre de possibles sautes de vent.
- Des équipes de contrôle doivent être dépêchées sur-le-champ en aval pour surveiller les niveaux de radiation ambiante et la pollution atmosphérique afin de détecter un rejet.
- Lorsqu'un rejet est imminent ou détecté, la population de la zone de planification des mesures de protection d'urgence en aval de la centrale doit être mise à l'abri. Si la direction du vent change, les secteurs nécessitant des mesures de protection doivent être réévalués.
- Des contrôles radiologiques doivent être effectués dans l'environnement de la zone de planification des mesures de protection d'urgence afin de déterminer si d'autres mesures de protection sont requises.
- Si les résultats sont élevés par rapport aux critères d'intervention, la zone à contrôler doit être réévaluée et les mesures de protection doivent être revues, au besoin.

Il est recommandé d'abriter la population sur place lorsque le rejet prévu est de courte durée (c'est-à-dire moins de 6 heures). Il peut aussi être recommandé d'abriter la population sur place pendant une période allant jusqu'à 24 heures pour laisser aux secours le temps d'organiser une évacuation. Les secours doivent administrer des comprimés d'iodure de potassium au moment d'ordonner la mise à l'abri sur place ou si l'évacuation a lieu dans un panache radioactif.

## 9.0 Estimation des risques pour la santé publique

Lors de la remise en état de la centrale, Énergie NB a dépassé les exigences relatives à l'EPS de la CCSN en évaluant les conséquences externes possibles d'un accident grave, mais extrêmement improbable. L'évaluation comprenait trois scénarios d'accident représentatifs basés sur l'EPS de niveau 2 :

- défaillance précoce de l'enceinte causée par une défaillance des dispositifs d'isolation du confinement;
- défaillance tardive de l'enceinte (24 à 72 heures) causée par la progression de l'accident grave;
- scénario de contournement de l'enceinte de confinement en raison de la rupture d'un tube de générateur de vapeur.

Les conséquences d'une perte d'inventaire de combustible utilisé stocké dans un bassin de refroidissement ou de capacité de refroidissement des bassins de stockage ou de réception du combustible utilisé étaient limitées par les cas sélectionnés qui entraînaient des dommages graves au cœur du réacteur et des rejets massifs.

En essence, l'analyse des conséquences externes peut être considérée comme étant une EPS « limitée » de niveau 3, car les répercussions économiques potentielles ne sont pas prises en considération et seulement une séquence dominante de l'EPS de niveau 2 est utilisée pour chacun des trois scénarios d'accident représentatifs. Malgré tout, les résultats fournissent des indications précieuses pour la planification des mesures d'urgence.

L'analyse des conséquences externes estime les risques pour la santé que court le membre moyen du groupe critique hypothétique le plus menacé par les activités de la centrale nucléaire de Point Lepreau. Le groupe critique est un groupe plutôt homogène de personnes dont l'âge, les habitudes et le régime alimentaire les prédisposent à recevoir des doses d'irradiation plus élevées que la dose moyenne que le reste de la population vivant dans le même environnement reçoit.

Lors de l'analyse des conséquences, des hypothèses très prudentes (c'est-à-dire que les résultats seront plus élevés que la réalité) ont été utilisées comme suit :

- Pour les défaillances hypothétiques ci-dessus, le terme source de l'accident grave a été rejeté dans l'environnement. On supposait que le groupe critique hypothétique exposé au rejet radiologique habitait et travaillait au même endroit, c'est-à-dire à la limite du site, à un kilomètre du centre du réacteur.
- Contrairement au plan d'urgence externe, le groupe critique n'a pas été évacué ou mis à l'abri (protégé) au cours des 48 heures suivant le début du rejet.

## 9.0 Estimation des risques pour la santé publique, suite

- Causée par une poussée, l'élévation du panache n'a pas été prise en considération.
- Les concentrations atmosphériques et les doses ont été calculées au centre du panache.
- Les facteurs de mortalité infantile ont été appliqués indépendamment de l'âge de la personne devant recevoir la dose calculée la plus élevée.
- Les calculs liés aux effets tardifs ont été effectués par rapport à une espérance de vie présumée de 70 ans.

Les risques externes pour la santé publique ont été exprimés sous forme de risque de décès à court terme et de risque de décès à long terme en fonction des doses prévues calculées à partir de chaque terme source représentatif tenant compte du transport du rejet dans l'atmosphère et de l'inhalation, du rayonnement de nuage, de l'irradiation provenant du sol et de l'ingestion découlant des concentrations du sol. Le risque de décès à court terme représente le risque de décès résultant de l'exposition du groupe critique au rejet pendant les 48 premières heures, alors que le risque de décès à long terme représente le risque de développer un cancer mortel pendant une durée de vie de 70 ans.

Les résultats de l'analyse comprennent aussi la possibilité que la fuite du système de confinement soit deux fois et demie plus importante que le taux de fuite actuel de 1 % du volume par jour (c'est-à-dire 2,5 % du volume par jour). Les résultats de l'analyse des conséquences externes sont présentés au **Tableau 15**.

Veillez prendre note que le risque calculé de décès à long terme suppose que le groupe critique retourne 66 jours plus tard dans la zone. Il tient donc compte du risque associé au développement d'un cancer mortel sur une espérance de vie de 70 ans.

En ce qui concerne les centrales à tranches multiples, les objectifs de sûreté qui sont typiquement utilisés au Canada sont d'une fois tous les millions d'années pour le risque de décès à court terme et d'une fois tous les cent mille ans pour le risque de décès à long terme. Les résultats de la centrale nucléaire de Point Lepreau dégagent une marge considérable par rapport à ces objectifs de sûreté : le risque de décès à court terme est quatre fois moindre et le risque de décès à long terme est à peu près deux fois moindre.

Malgré les résultats présentés au **Tableau 15**, Énergie NB effectue d'autres travaux afin d'améliorer l'évaluation des conséquences externes en considérant l'effet potentiel des séquences d'événements de l'EPS séismique, s'il y a lieu, dans certains cas, en se basant sur un taux hypothétique de fuite du système de confinement de 5 % du volume par jour et une analyse de sensibilité pour démontrer l'effet bénéfique de mettre en œuvre le plan d'urgence externe tel quel (c'est-à-dire prendre des mesures de protection pour évacuer ou mettre à l'abri la population lorsque la centrale nucléaire de Point Lepreau avise l'OMU d'un incident conformément aux procédures établies).

## 10.0 Références

- [1] Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA). *Principes fondamentaux de sûreté*, Collection normes de sûreté de l'AIEA n° SF-1, Vienne, 2006.
- [2] International Nuclear Safety Advisory Group report, INSAG-10, *Defence in Depth in Nuclear Safety*, Agence internationale de l'énergie atomique, Vienne, 1996.
- [3] Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN). *Rapport du Groupe de travail de la CCSN sur Fukushima*, INFO-0824, octobre 2011.
- [4] Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN). *Plan d'action intégré de la CCSN sur les leçons tirées de l'accident nucléaire de Fukushima Daiichi*, août 2013.
- [5] Electric Power Research Institute (EPRI), U.S. Department of Energy (U.S. DOE) et U.S. Nuclear Regulatory Commission (U.S. NRC). *Technical Report: Central and Eastern United States Seismic Source Characterization for Nuclear Facilities*, 2012.
- [6] Leblanc, G., et Burke, K.B.S. *Re-evaluation of the 1817, 1855, 1869, and 1904 Maine–New Brunswick area earthquakes: Earthquake Notes*, v. 56, pp. 107-123, 1985.
- [7] American Society of Mechanical Engineers. ASME/ANS RA-Sa-2009, *Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications*, Addendum A to RA S-2008.
- [8] Regulatory Guide 1.200. *An Approach for Determining the Technical Adequacy of Probabilistic Risk Assessment Results for Risk-Informed Activities*, US Nuclear Regulatory Commission, révision 2, mars 2009.
- [9] Twisdale, L.A., et coll. « Tornado Missile Simulation and Design Methodology », EPRI NP-2005, volumes 1 and 2, Electric Power Research Institute, Palo Alto (Californie), 1981.
- [10] American Society of Civil Engineers. ASCE 7-10, *Minimum Design Loads for Buildings and Other Structures*, Reston (Virginie), 2010.
- [11] US Nuclear Regulatory Commission (USNRC). NUREG/CR-7005, *Technical Basis for Regulatory Guidance on Design-Basis Hurricane Wind Speeds for Nuclear Power Plants*, document provisoire, novembre 2011.
- [12] Atomic Energy Control Board (AECB). *Regulatory Guide C-6 (Revision 1)*, Safety analysis of CANDU nuclear power plants, publié aux fins de commentaires publics, septembre 1999.
- [13] Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN). *Analyse déterministe de la sûreté*, document réglementaire REGDOC 2.4.1, mai 2014.

## 10.0 Références, suite

- [14] U.S. Nuclear Regulatory Commission (USNRC). NUREG/CR 2300, *A Guide to the performance of probabilistic risk assessments for nuclear power plants*, janvier 1983.
- [15] Agence internationale de l'énergie atomique (IAEA). TECDOC 1341, *Extreme external events in the design and assessment of nuclear power plants*, mars 2003.
- [16] Agence internationale de l'énergie atomique (IAEA). TECDOC 1487, *Advanced nuclear plant design options to cope with external events*, février 2006.
- [17] American Society of Mechanical Engineers (ASME). ASME/ANS RA Sb 2013, *Addenda to ASME/ANS RA S 2008 Standard for level 1 large early release frequency probabilistic risk assessment for nuclear power plants applications*, 2013.
- [18] Agence internationale de l'énergie atomique (IAEA). Safety Standards Series, Specific Safety Guide, SSG-3, *Development and application of level 1 probabilistic safety assessment for nuclear power plants*, Vienne 2010.
- [19] Kuzmina, Irina. *Overview of IAEA's Projects on Safety Goals and Integrated Risk Informed Decision Making*, présentation, rencontre des premiers consultants sur le projet de collaboration INPRO : Review of Innovative Reactor Concepts for Prevention of Severe Accident and Mitigation of their Consequences (RISC), IAEA, Vienne (Autriche), 31 mars-2 avril 2014.
- [20] Agence internationale de l'énergie atomique (IAEA). IAEA Safety Standard Series No. GSR Part 4, *Safety Assessment for Facilities and Activities*, Vienne, 2009.
- [21] OECD Nuclear Energy Agency, *The Structure and Application of High Level Safety Goals, Multinational Design Evaluation Program*, Safety Goals Sub- Committee, janvier 2011.
- [22] U.S. Nuclear Regulatory Commission (USNRC). NUREG-2150, *A Proposed Risk Management Regulatory Framework*, avril 2012.
- [23] International Nuclear Safety Advisory Group report. INSAG-12, *Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants 75-INSAG-3 Rev. 1*, International Atomic Energy Agency, Vienne, 1999.
- [24] Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN). *Analyste de la sûreté : études probabilistes de sûreté (EPS) pour les centrales nucléaires*, document réglementaire REGDOC 2.4.2, mai 2014.
- [25] Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN). *Conception d'installations dotées de réacteurs : centrales nucléaires*, document réglementaire REGDOC 2.5.2, mai 2014.
- [26] US Nuclear Regulatory Commission (USNRC). NUREG/CR-6850, *EPRI/NRC-RES Fire PRA Methodology for Nuclear Power Facilities*, EPRI 1011989, septembre 2005.

## 10.0 Références, suite

- [27] Electric Power Research Institute (EPRI). EPRI NP-6041-SL, révision 1, *A Methodology for Assessment of Nuclear Power Plant Seismic Margin*, rapport définitif, août 1991.
- [28] U.S. Nuclear Regulatory Commission (USNRC). *Technical and Licensing Issues Pertaining to Revolutionary and Advanced Light Water Reactors (ALWR) Designs*, politique SECY-93-087, avril 1993.
- [29] U.S. Nuclear Regulatory Commission (USNRC). *Procedural and Submittal Guidance for Individual Plant Examination of External Events (IPEEE) for Severe Accident Vulnerabilities*, rapport définitif, NUREG-1407, juin 1991.
- [30] U.S. Nuclear Regulatory Commission (USNRC). NUREG/CR-4334, *An Approach to the Quantification of Seismic Margins in Nuclear Power Plants*, UCID-20444, août 1985.
- [31] U.S. Nuclear Regulatory Commission (USNRC). NUREG/CR-0098, *Development of Criteria for Seismic Review of Selected Nuclear Power Plants*, mai 1978.
- [32] Leonard, L.J., Rogers, G.C. et Mazzotti, S. *A preliminary tsunami hazard assessment of the Canadian coastline: Geological Survey of Canada*, dossier ouvert 7201, 2012
- [33] J. Vecchiarelli et. coll. *Development of a Whole-Site PSA Methodology*, COG-13-9034 R0, février 2014.
- [34] GeoPentech. *Southwestern United States Ground Motion Characterization SSHAC Level 3 – Technical Report Rev. 2*, mars 2015, 673 p.
- [35] U.S. Nuclear Regulatory Commission. *NRC Regulatory Issue Summary 2008-14: Use of TORMIS Computer Code for Assessment of Tornado Missile Protection*, Office of Nuclear Reactor Regulation, Washington (D.C.), 16 juin 2008.
- [36] U.S. Nuclear Regulatory Commission. *EPRI Topical Reports Concerning Tornado Missile Probabilistic Risk Assessment Methodology* (rapport d'évaluation de la sûreté), note d'accompagnement datée du 16 octobre 1983, de L.S. Rubenstein, directeur adjoint des principaux systèmes de la centrale, division d'intégration des systèmes, à F.J. Miraglia, directeur adjoint des évaluations de sûreté, division d'intégration des systèmes, 1983.
- [37] Canadian Standards Association, CSA N289.1-08 (Reaffirmed 2013), "General requirements for seismic design and qualification of CANDU nuclear power plants", September 2014.

### Annexe A: Figures

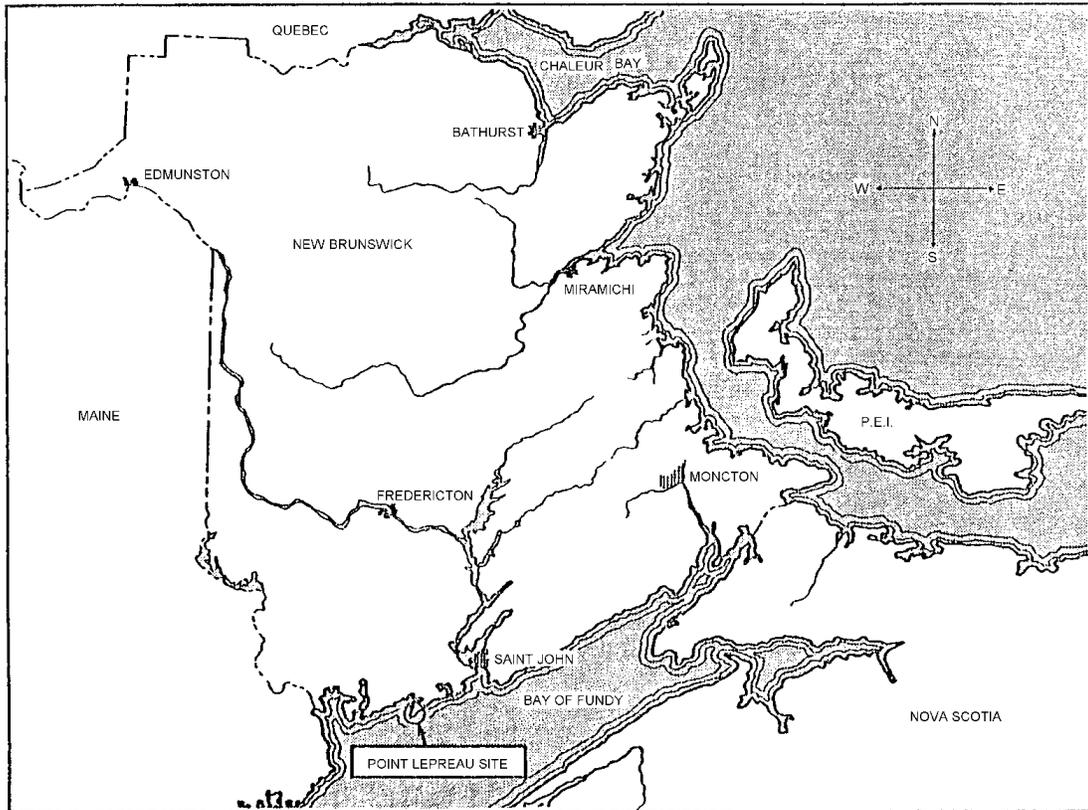


Figure 1 : Emplacement général du site

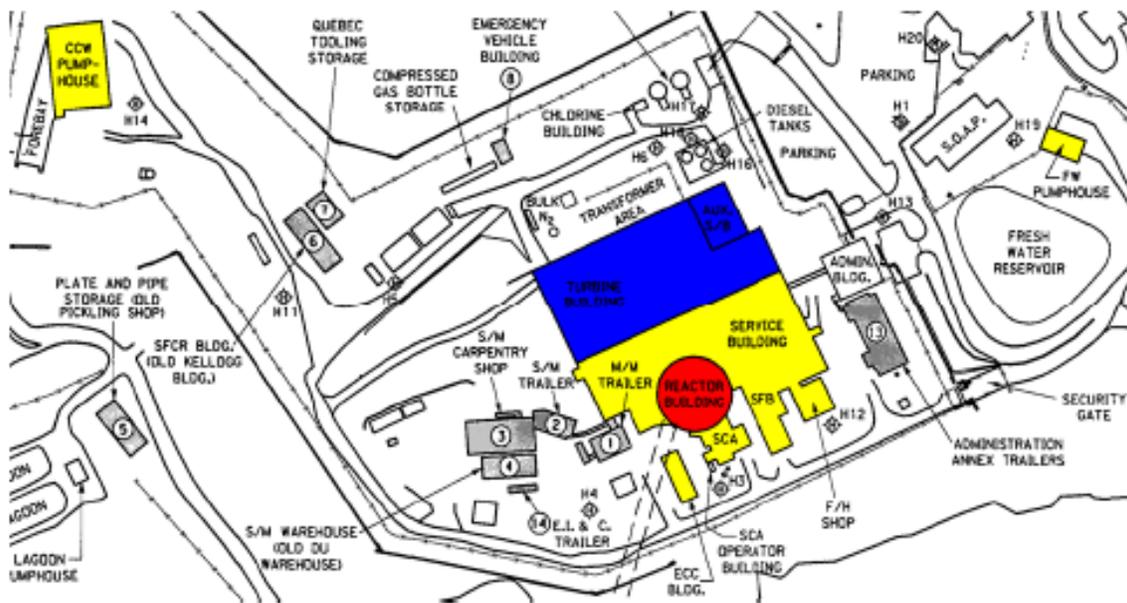


Figure 2 : Plan du site

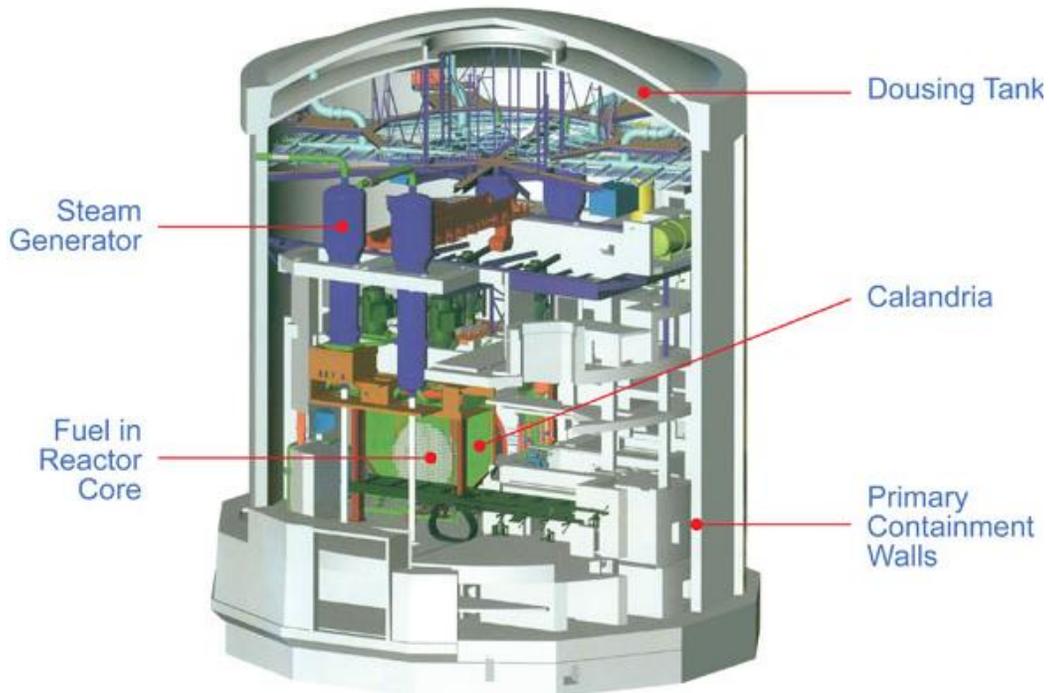


Figure 3 : Bâtiment typique d'un réacteur CANDU-6

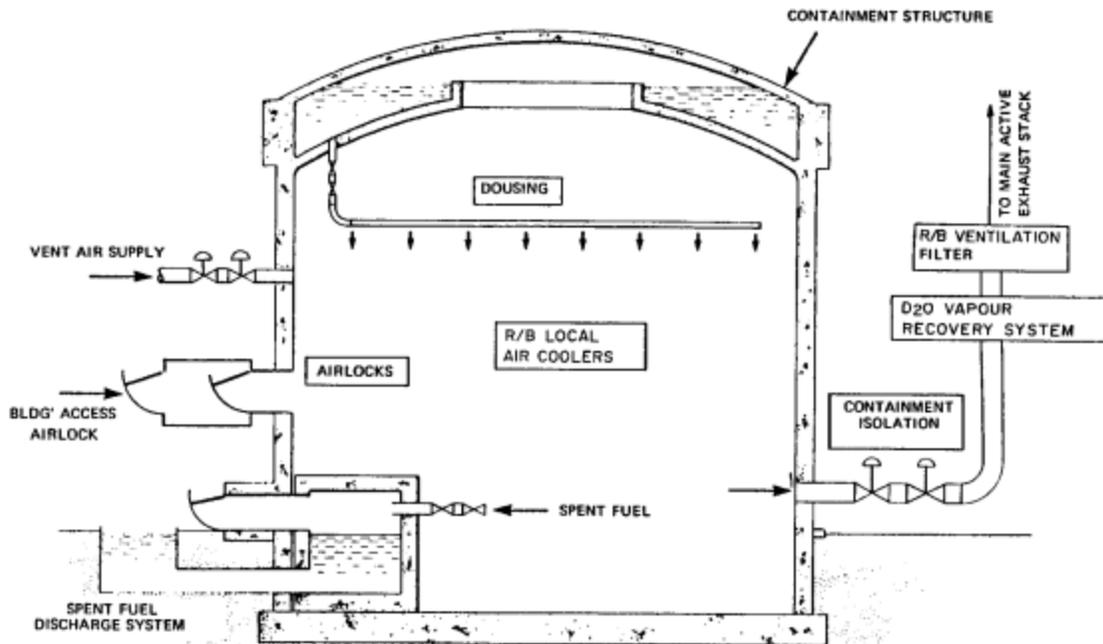
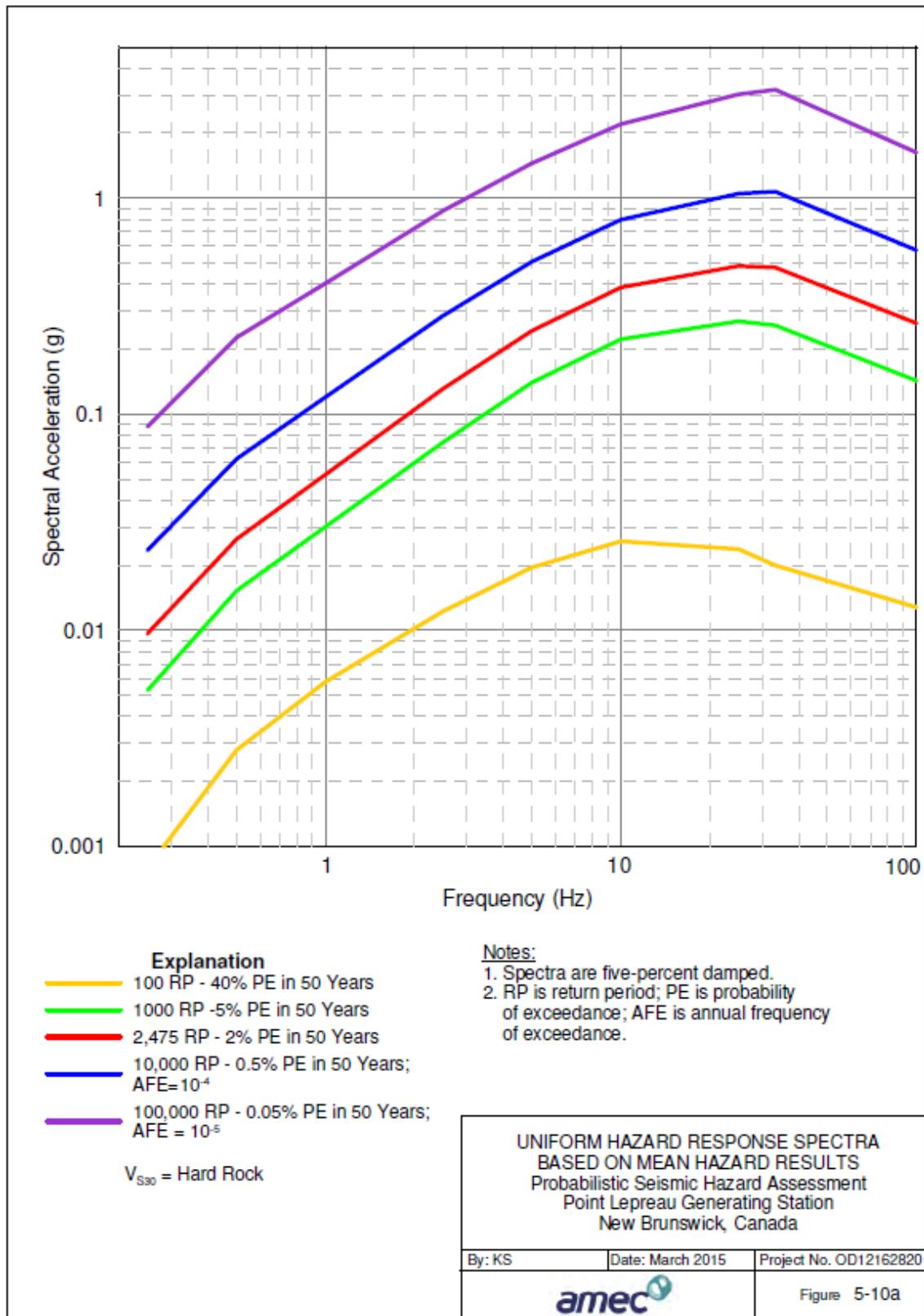
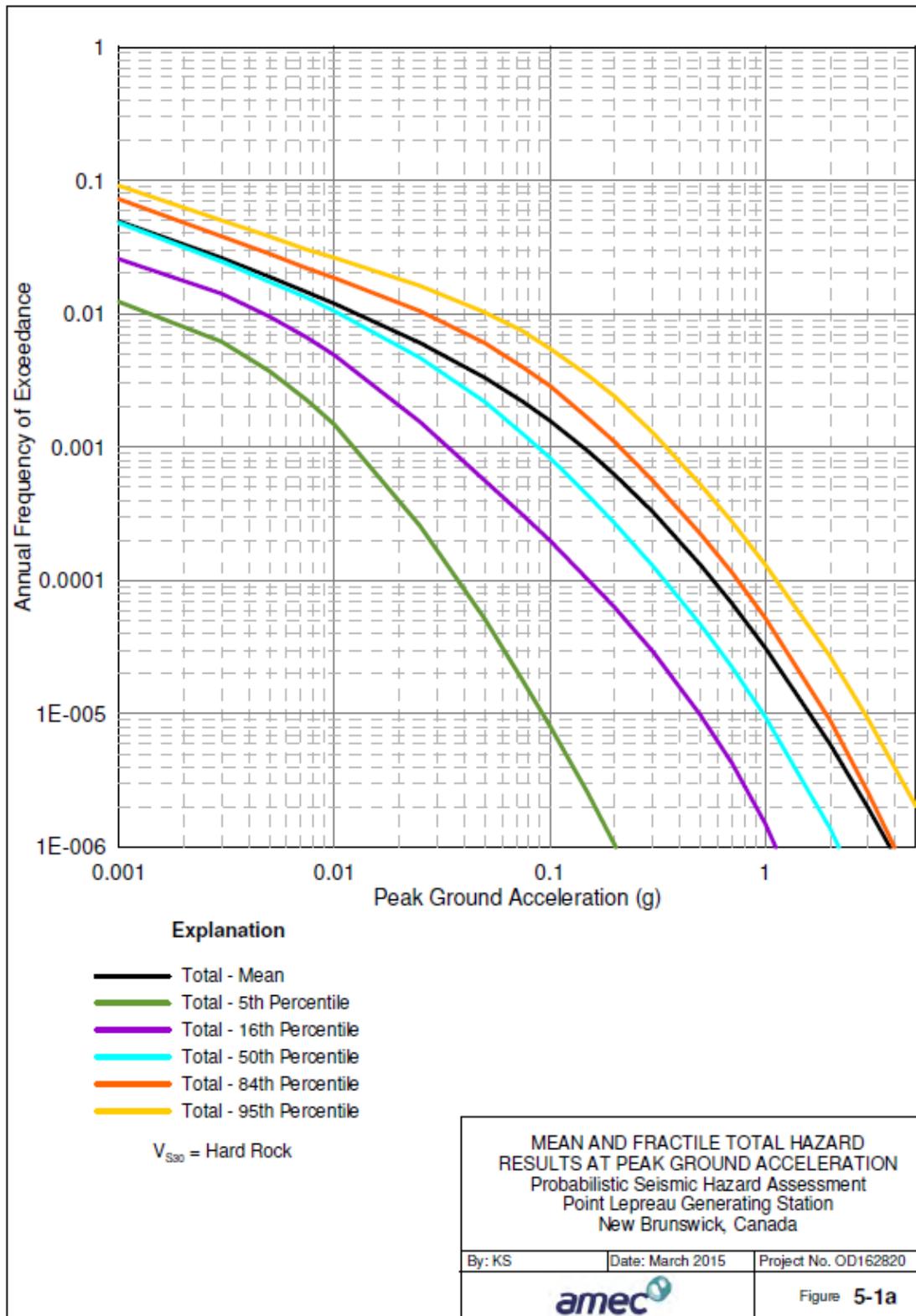


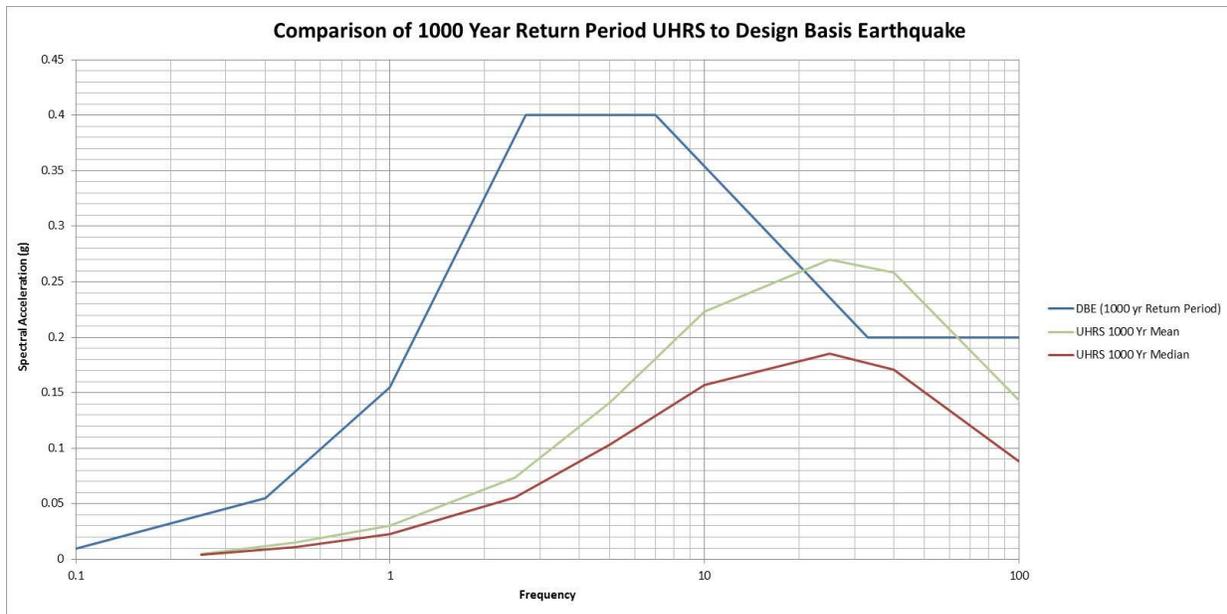
Figure 4 : Diagramme simplifié de l'enveloppe de confinement



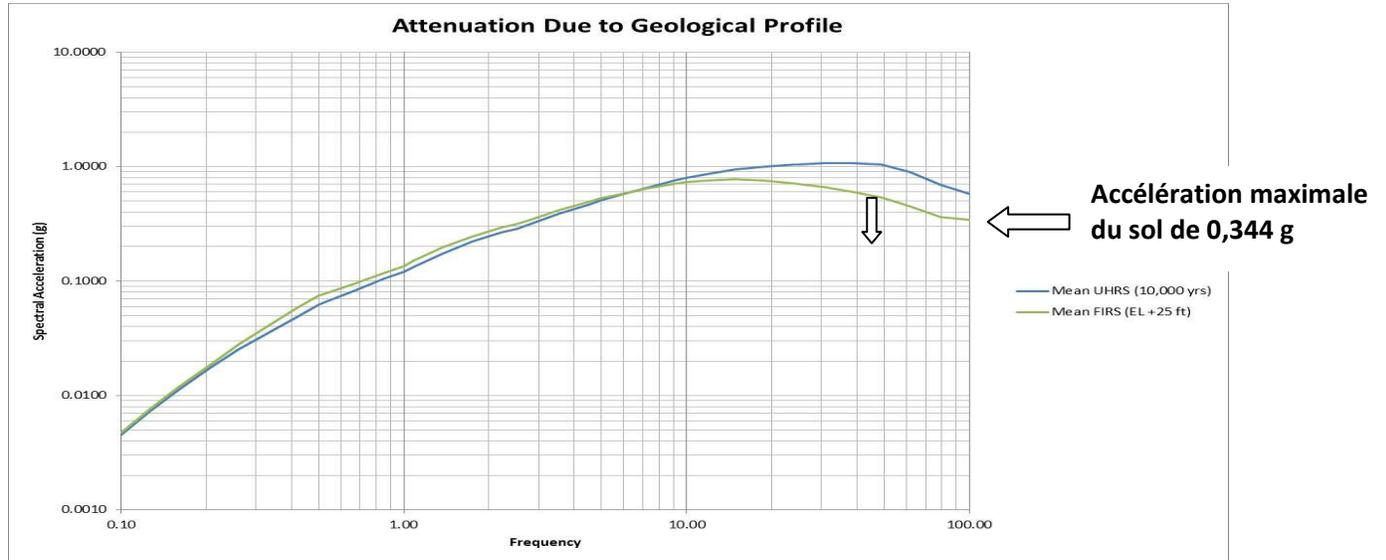
**Figure 5 : Spectres de réponse des risques uniformes dans la roche dure compétente sous la centrale de Point Lepreau**



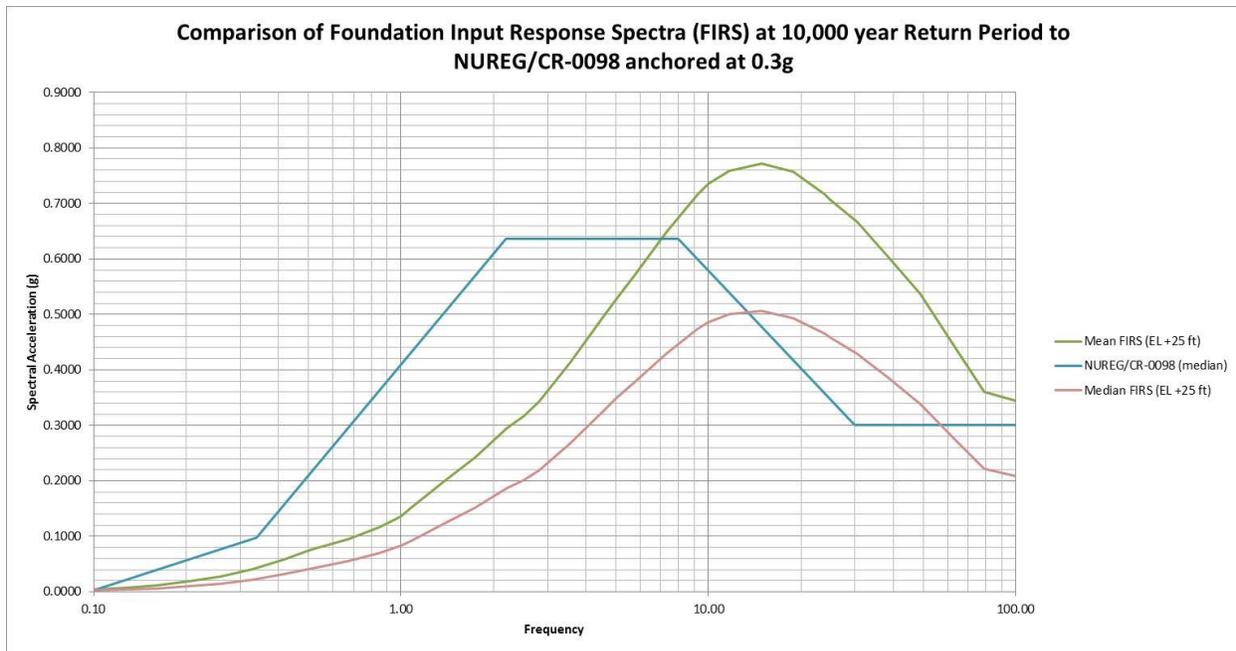
**Figure 6 : Courbes moyennes et fractiles totales des risques dans la roche dure sous le site de Point Lepreau**



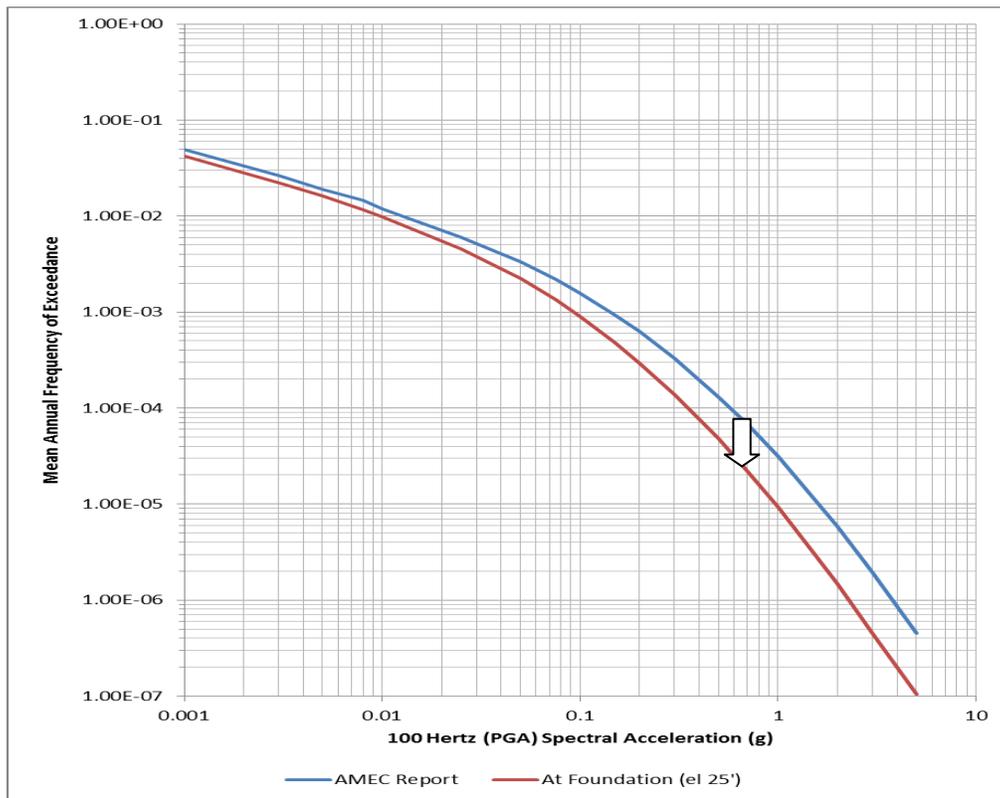
**Figure 7 : Comparaison des spectres de réponse uniformes d’une période de retour de 1000 ans sur le dimensionnement de la centrale nucléaire de Point Lepreau lors d’un tremblement de terre**



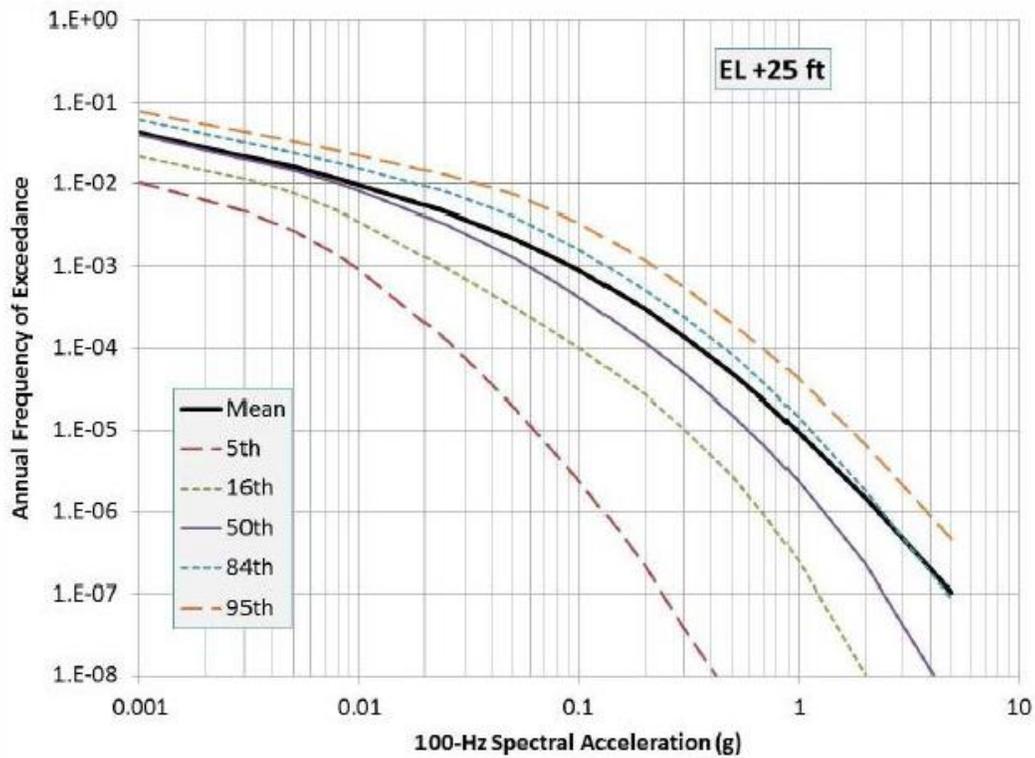
**Figure 8 : Atténuation de l’analyse de réponse sismique du site sur les spectres de réponse aux risques uniformes pour les fondations du bâtiment**



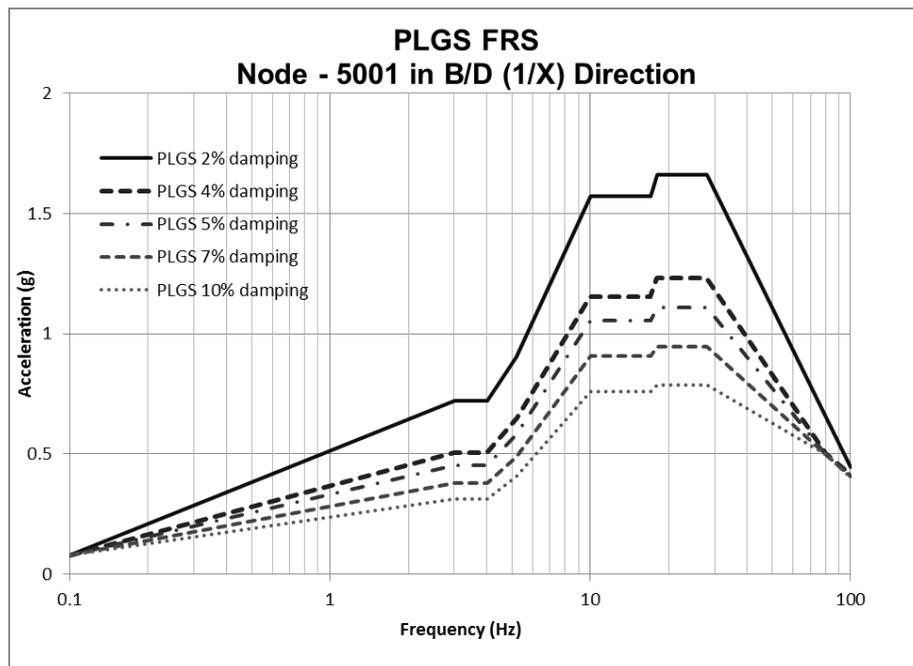
**Figure 9 : Comparaison des spectres de réponse sur la fondation à une période de 10 000 ans par rapport aux courbes utilisées dans l’analyse de NUREG/CR-0098**



**Figure 10 : Effet de l’analyse de la réponse sismique du site sur la courbe moyenne des risques sismiques**



**Figure 11 : Courbes moyennes et fractiles totales des risques aux fondations du bâtiment (élévation de 25 pi)**



**Figure 12 : Exemple de spectres de réponse du plancher**

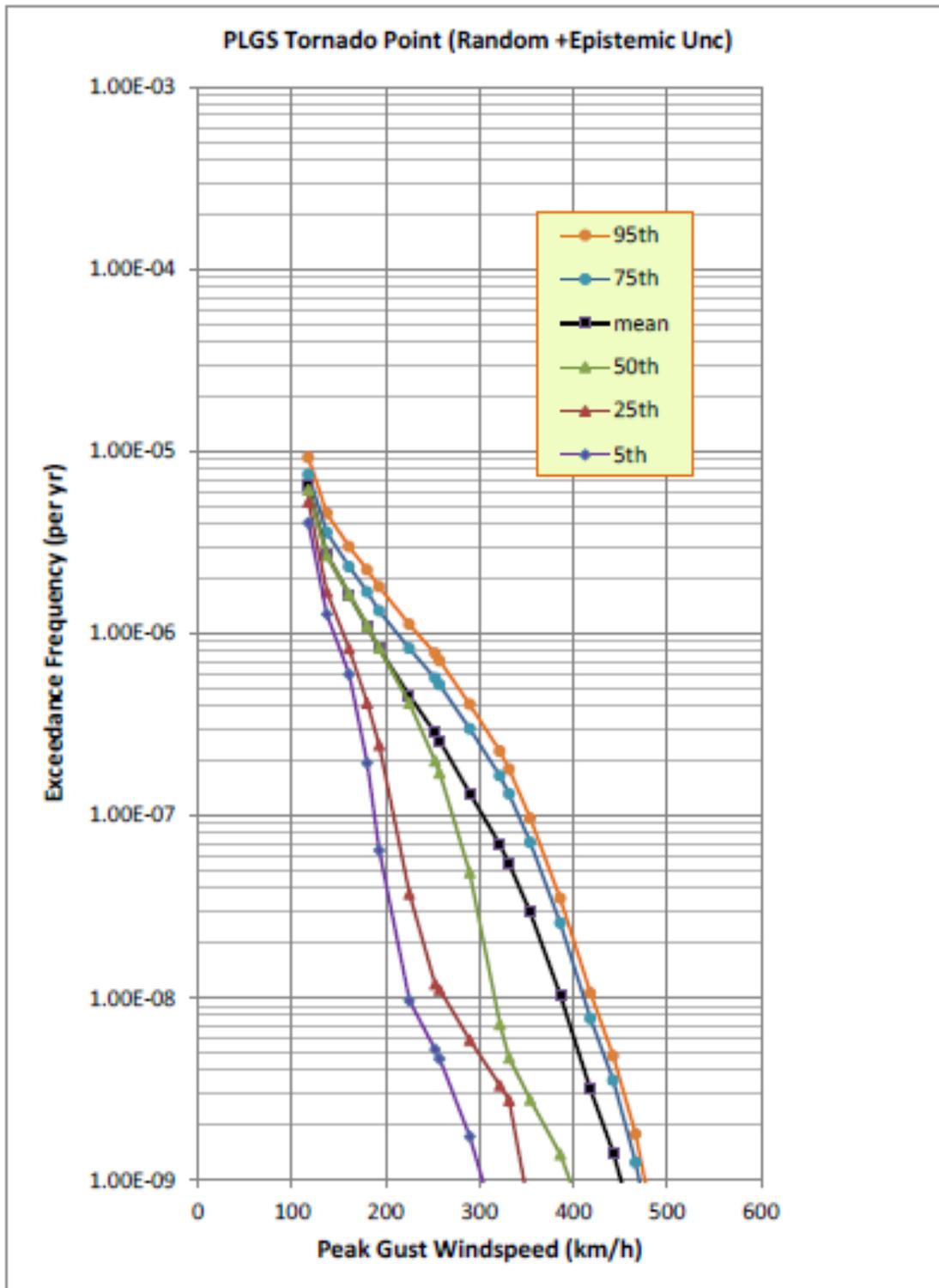


Figure 13 : Courbes de risques au point de tornade pour le site de Point Lepreau

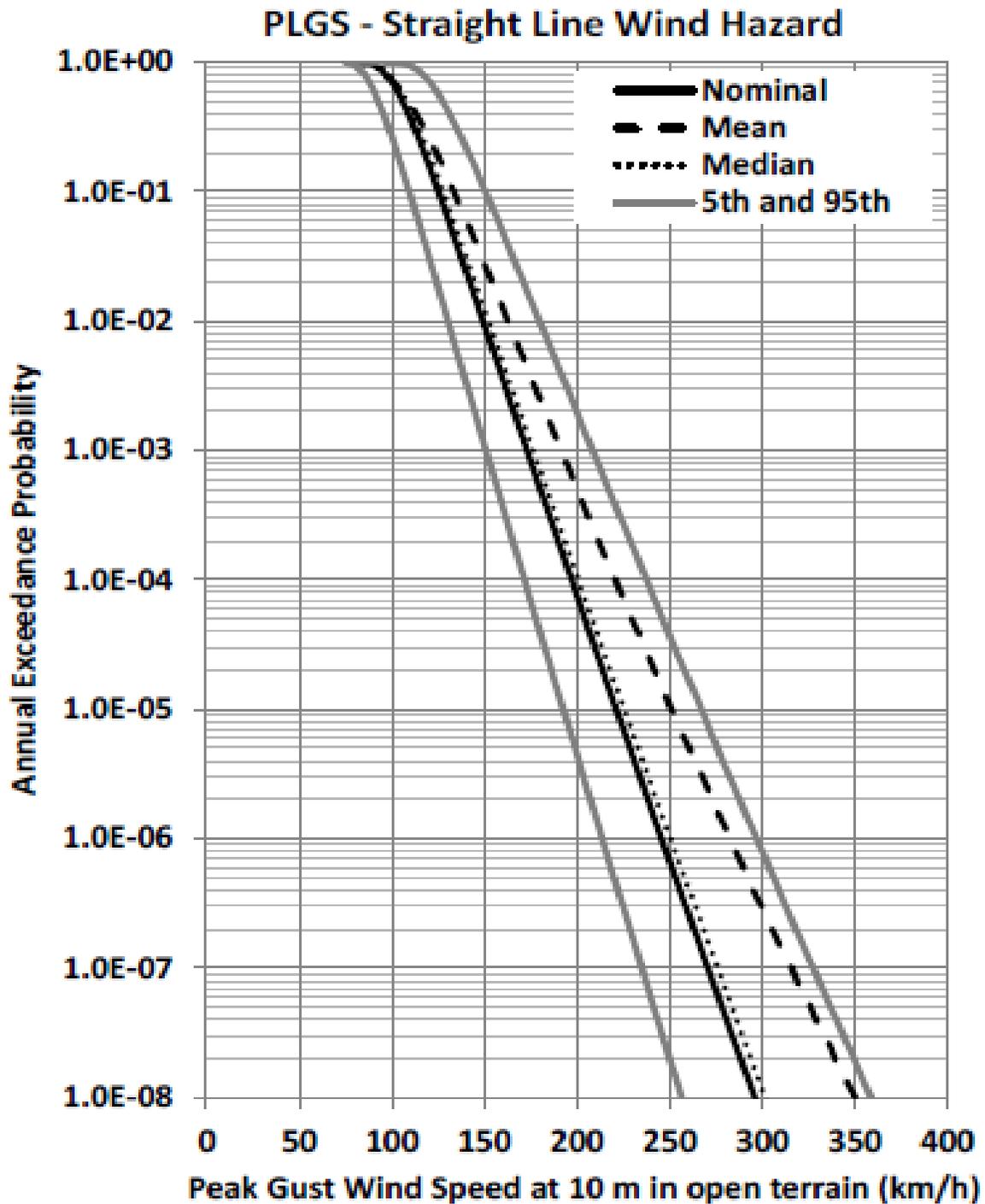


Figure 14 : Ligne droite des risques de vents pour le site de Point Lepreau

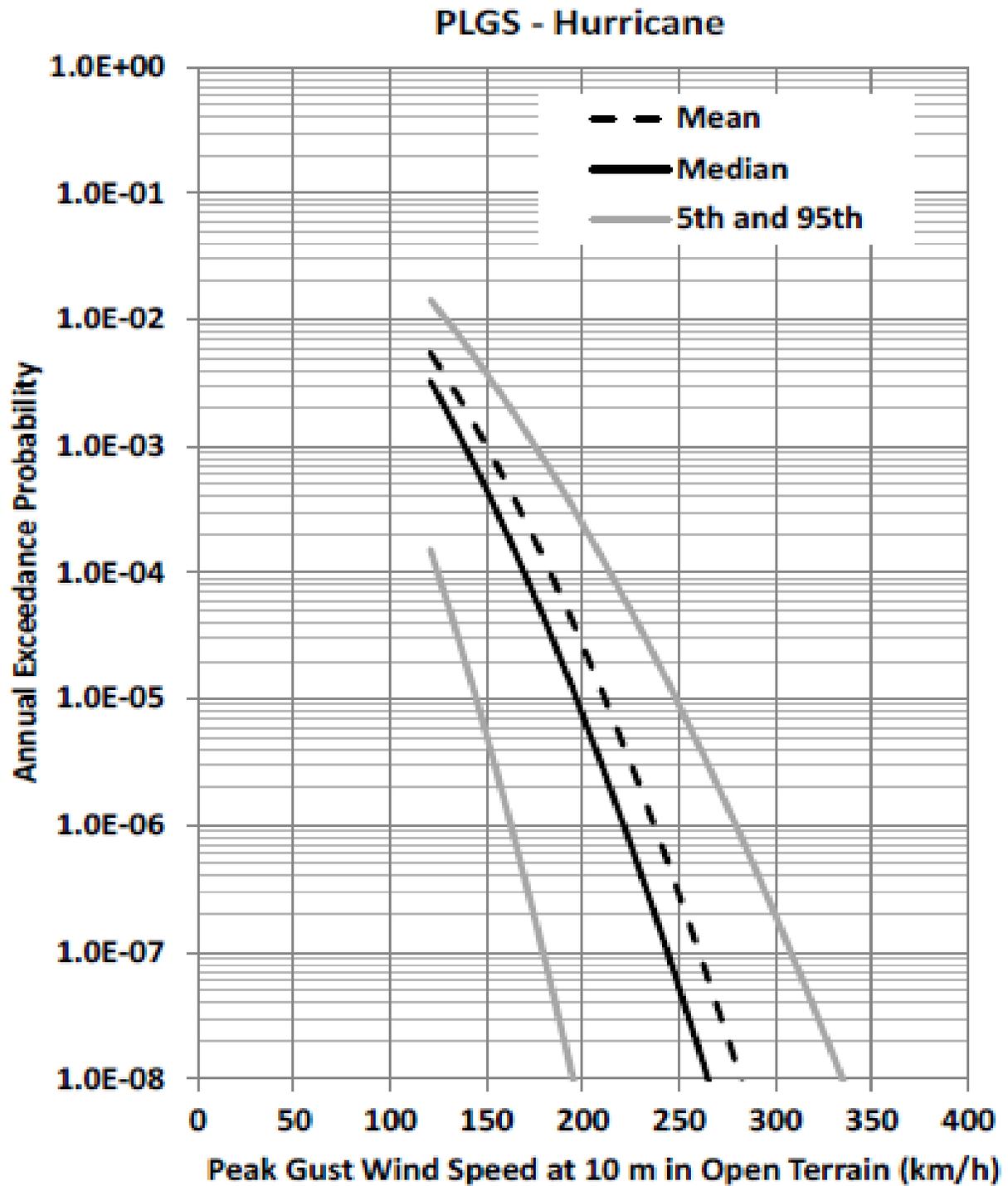


Figure 15 : Risques de vents d'ouragan pour le site de Point Lepreau

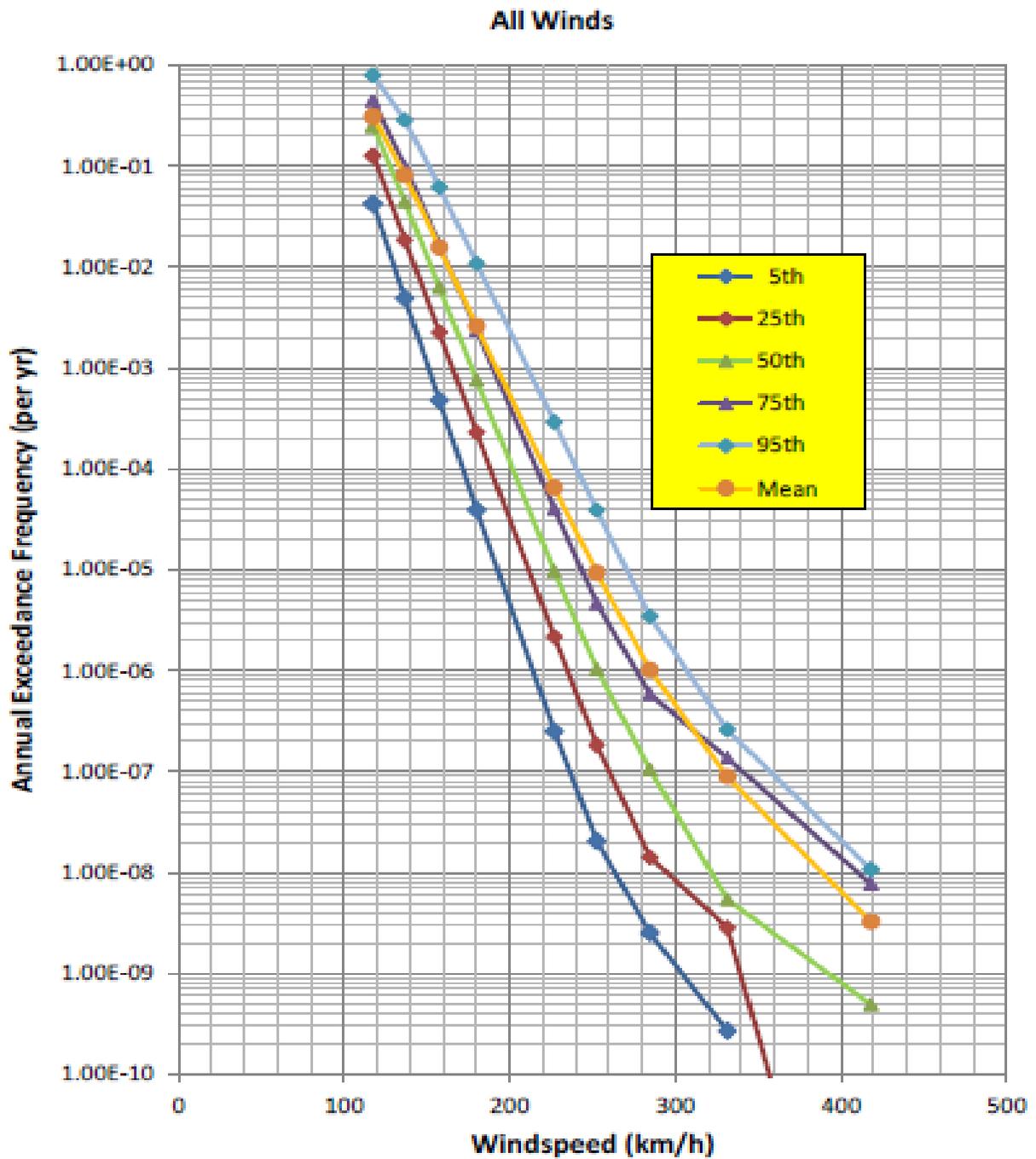


Figure 16 : Toute la famille de vents des courbes de risques pour le site de Point Lepreau

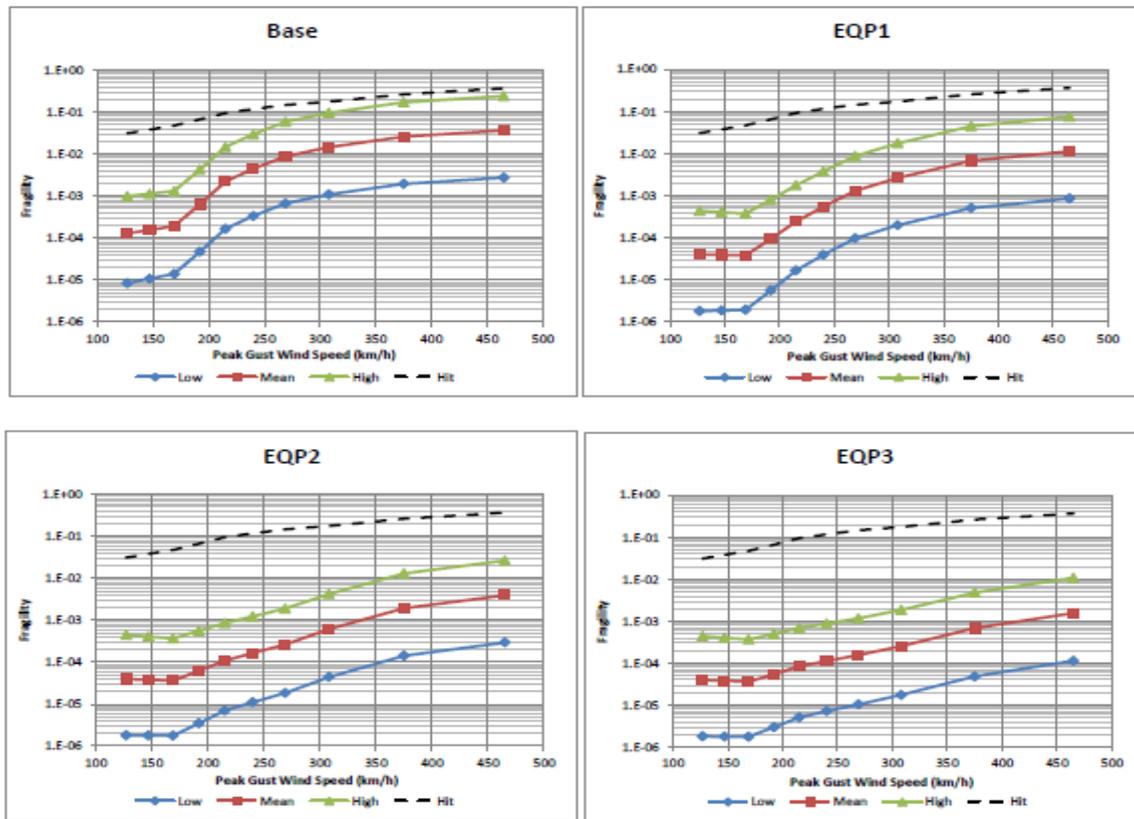


Figure 17 : Exemple de résultats relatifs à la susceptibilité aux missiles

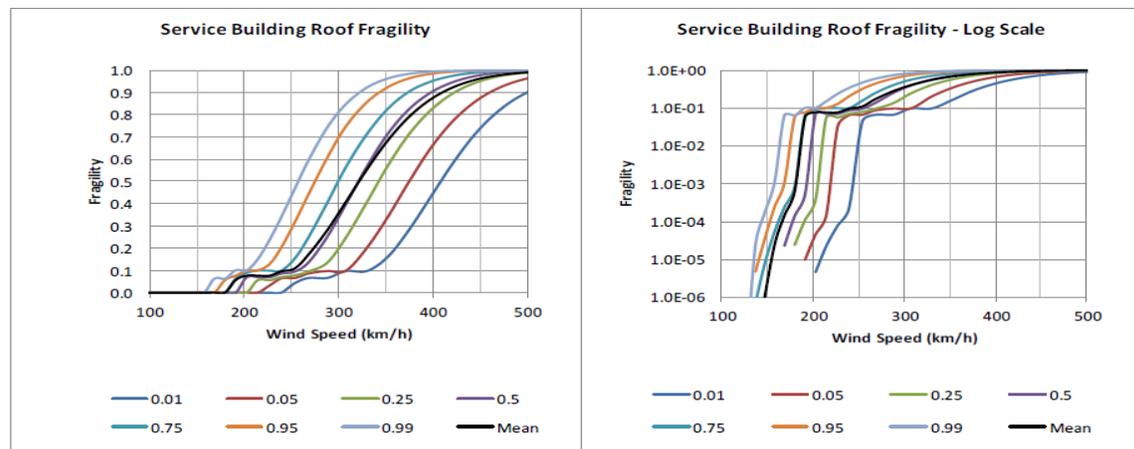
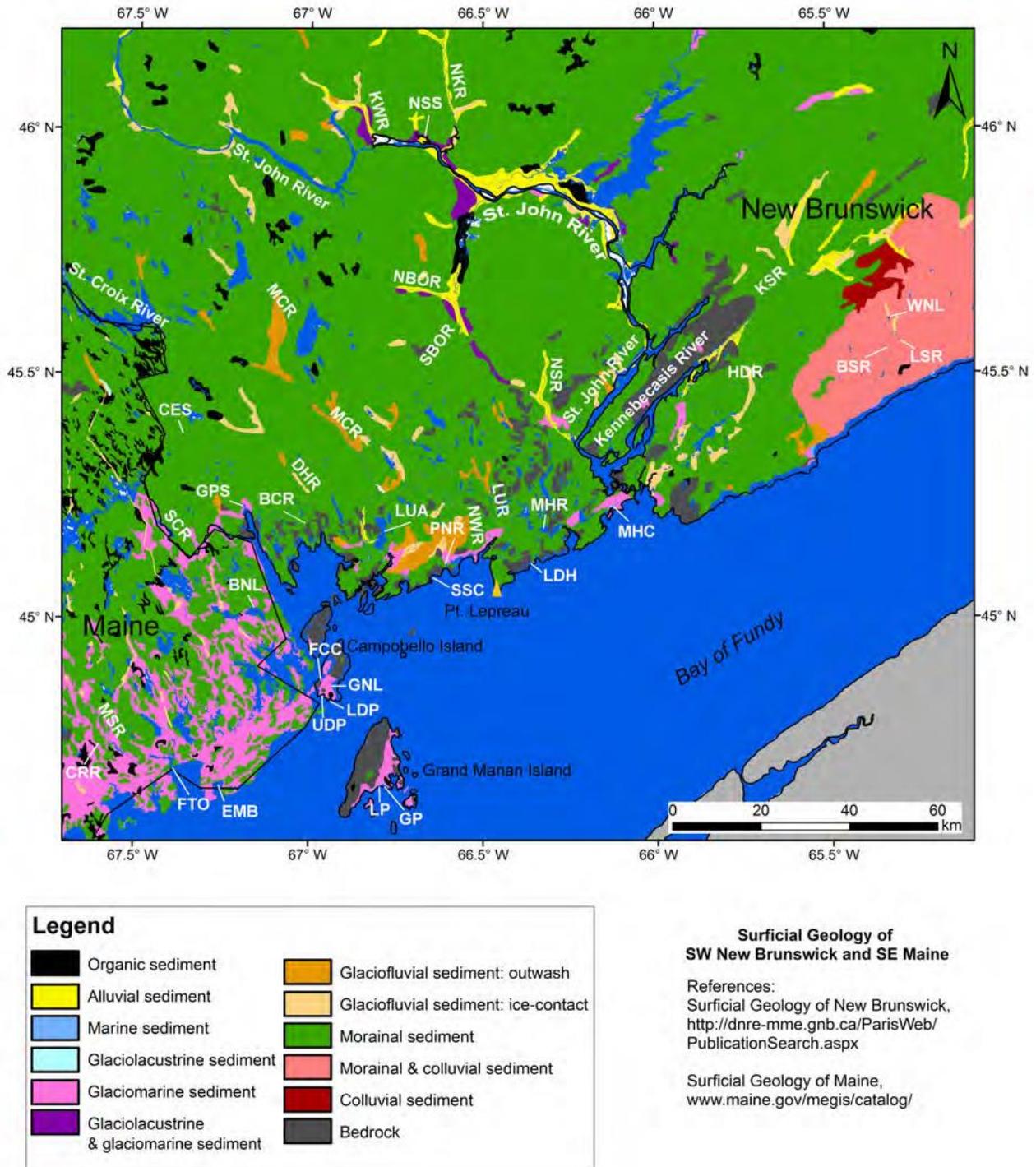


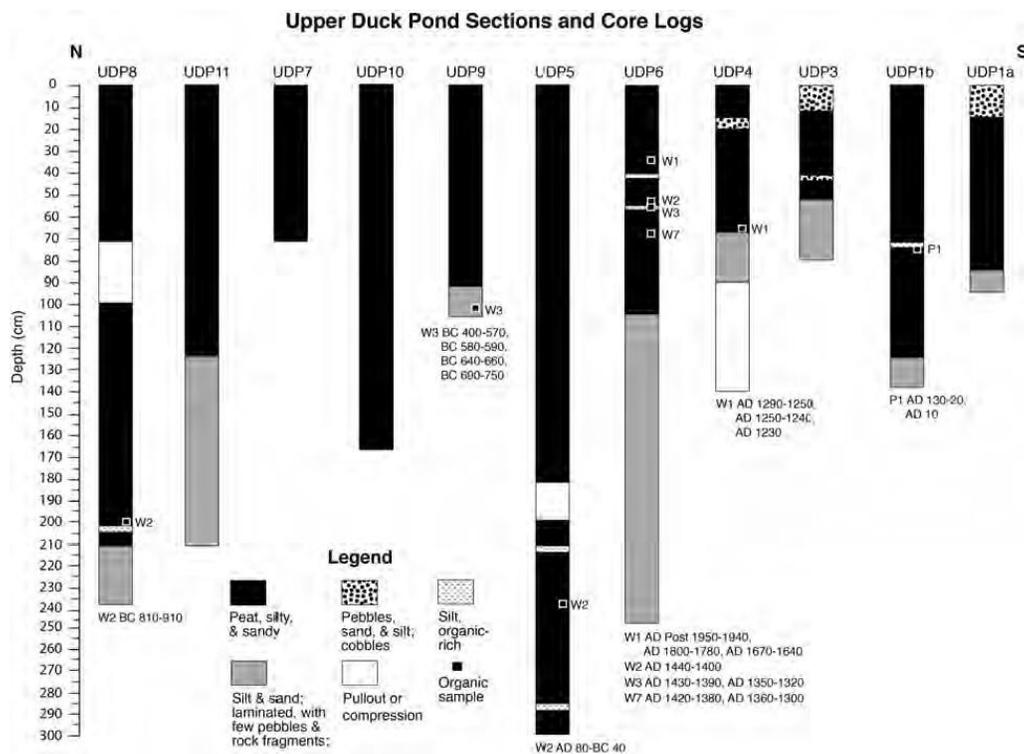
Figure 18 : Exemple de courbes de susceptibilité aux vents



**Figure 19 : Secteur d'étude du travail de terrain pour déterminer si des tsunamis ont déjà inondé le sud du Nouveau-Brunswick**



**Figure 20 : Exemple d'éléments recherchés durant les travaux d'excavation. Photographie du dépôt après le tsunami de 1929, à Taylor's Bay sur la côte sud de Terre-Neuve. Le dépôt de sable du tsunami est composé de trois unités déposées par trois vagues consécutives.**



**Figure 21 : Sections partielles de l'étang Upper Duck et diagraphie des carottes de forage**

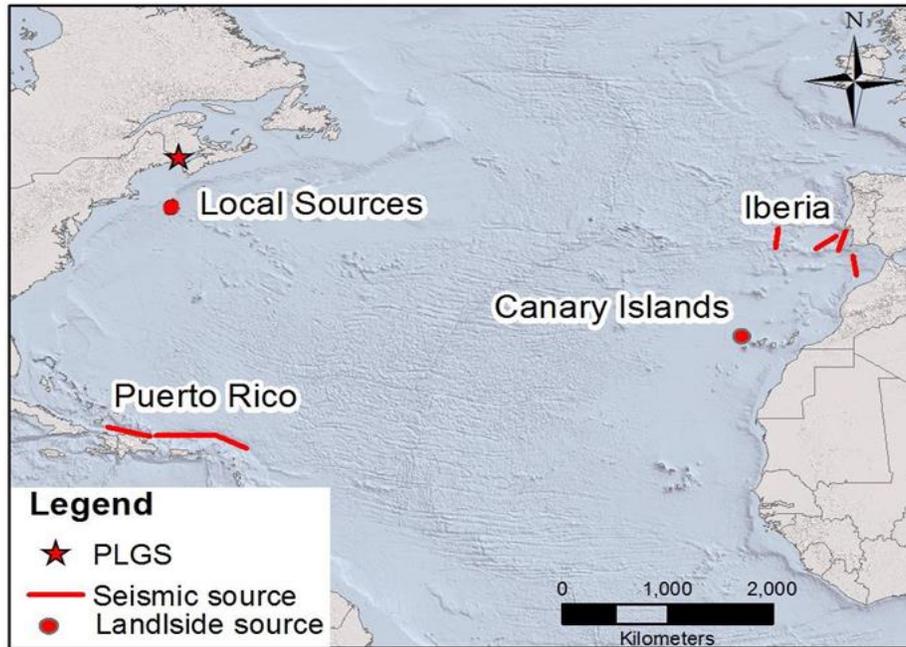


Figure 22 : Zones de source transatlantiques prises en compte lors de l'étude du tsunami

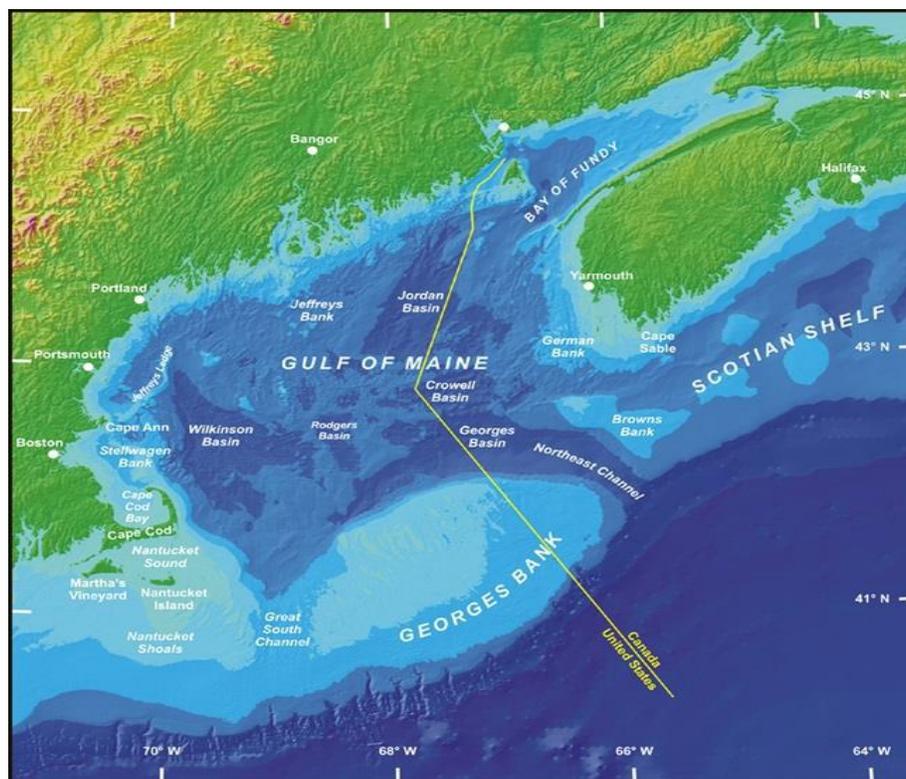
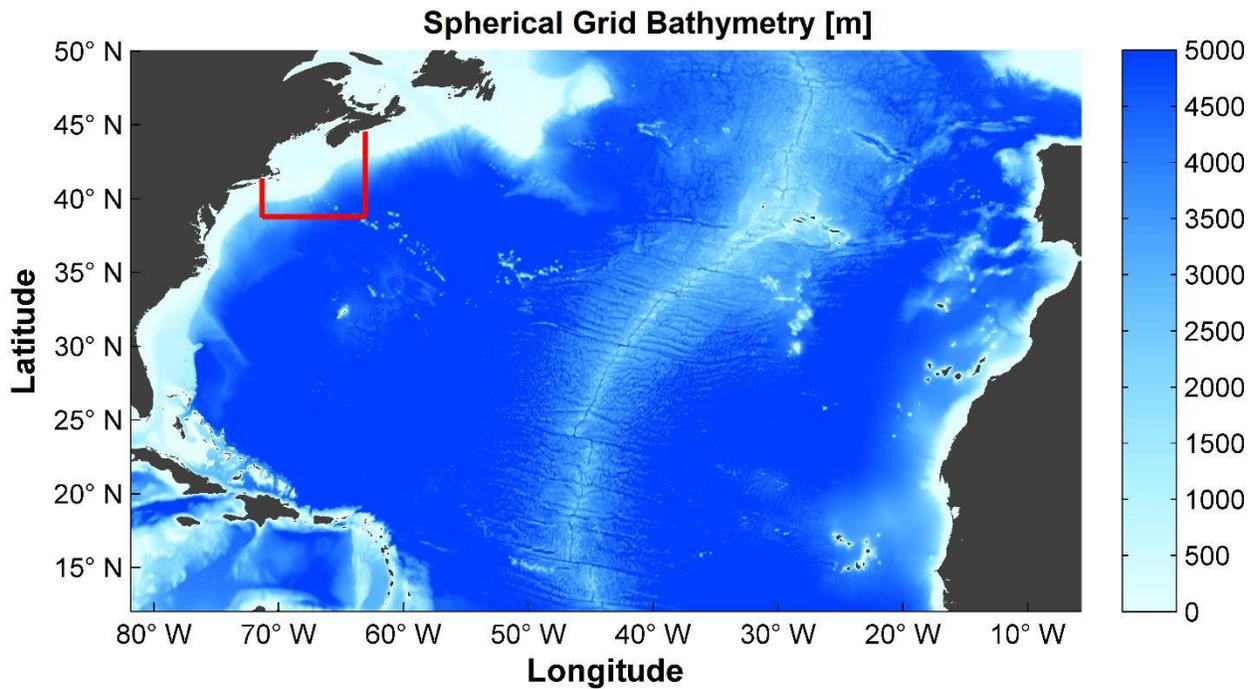
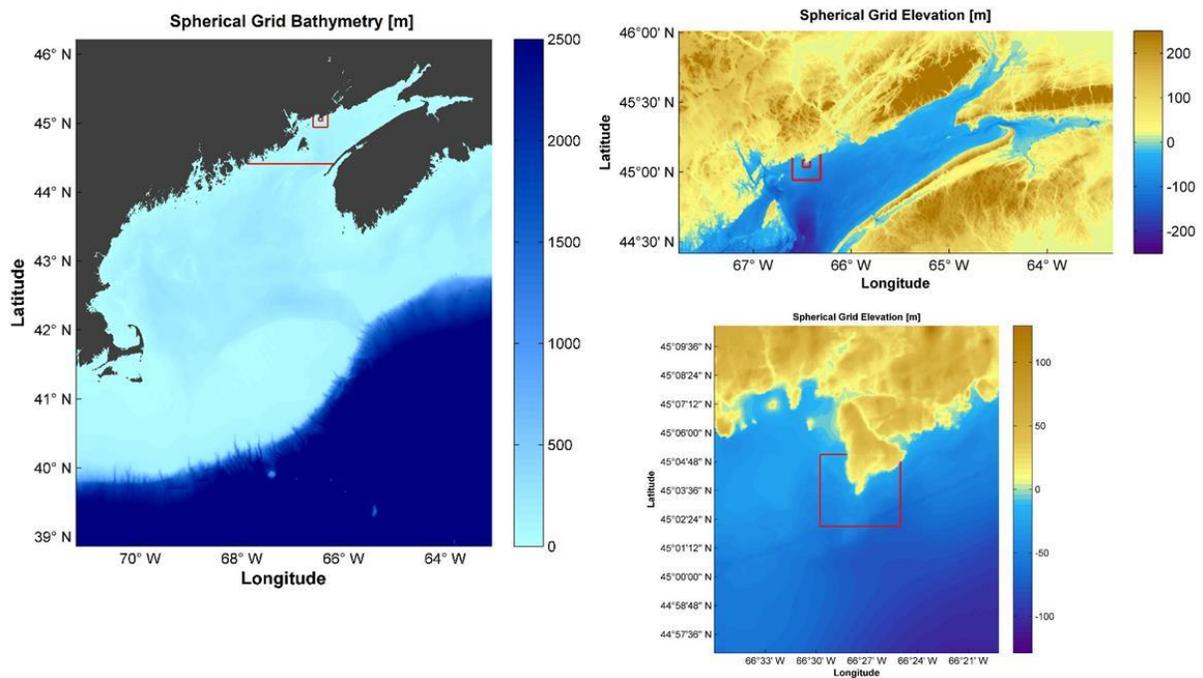


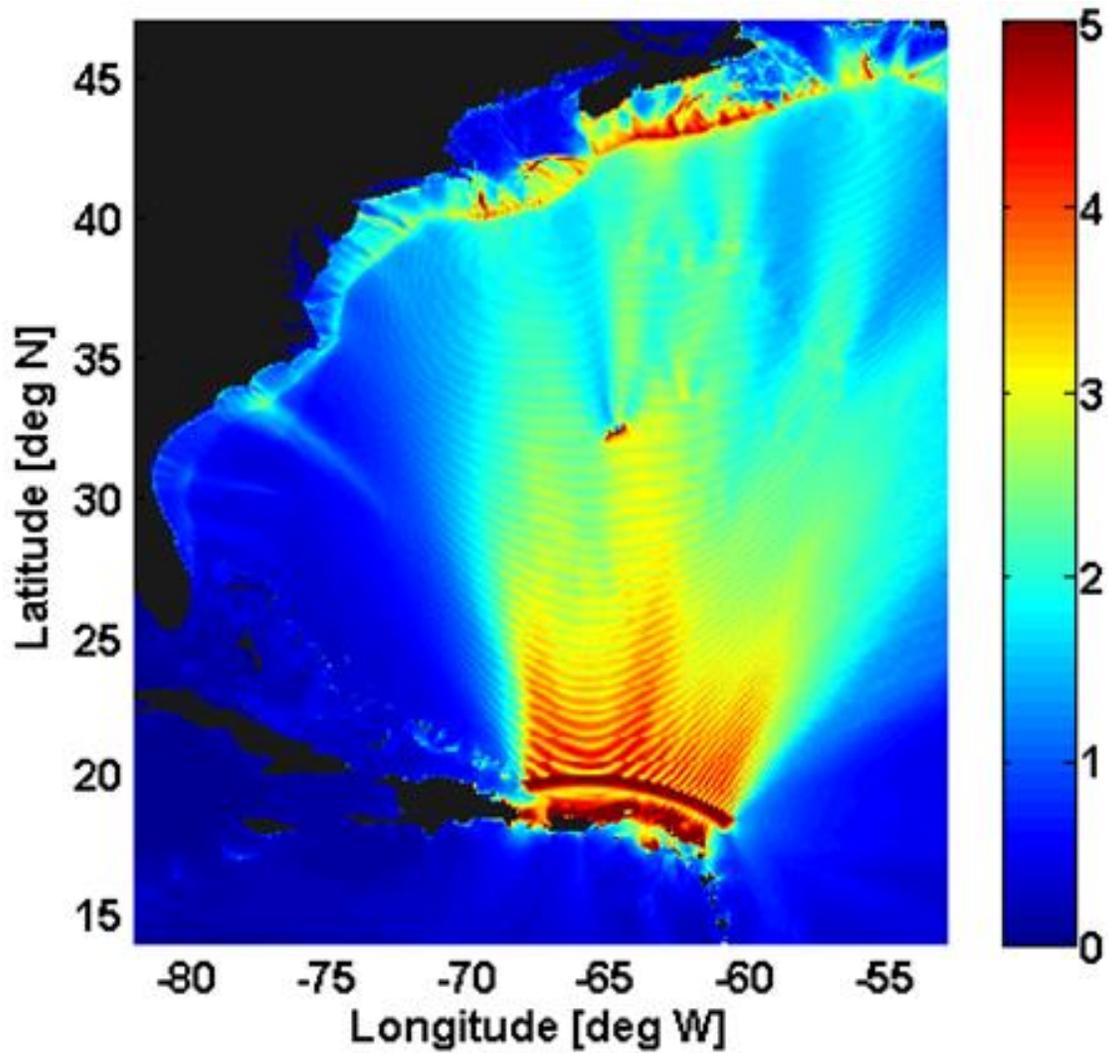
Figure 23 : Caractéristiques bathymétriques du plateau continental et du golfe du Maine (crédit : NOAA)



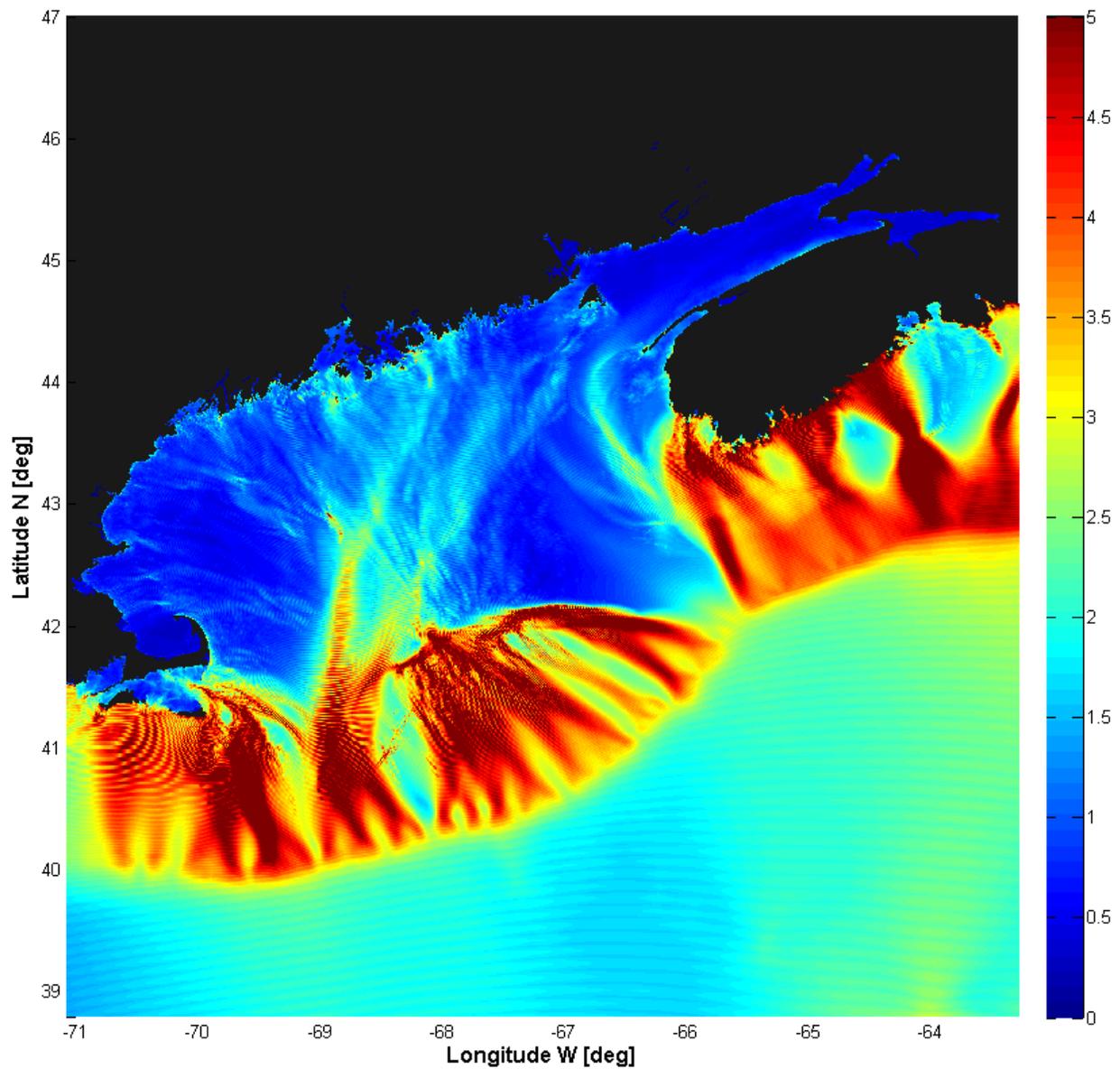
**Figure 24 : Bathymétrie de la grille de modélisation de l’océan Atlantique. Les limites de la grille ajustée du plateau continental régional sont indiquées en rouge.**



**Figure 25 : Augmentations de la résolution de la grille sphérique**

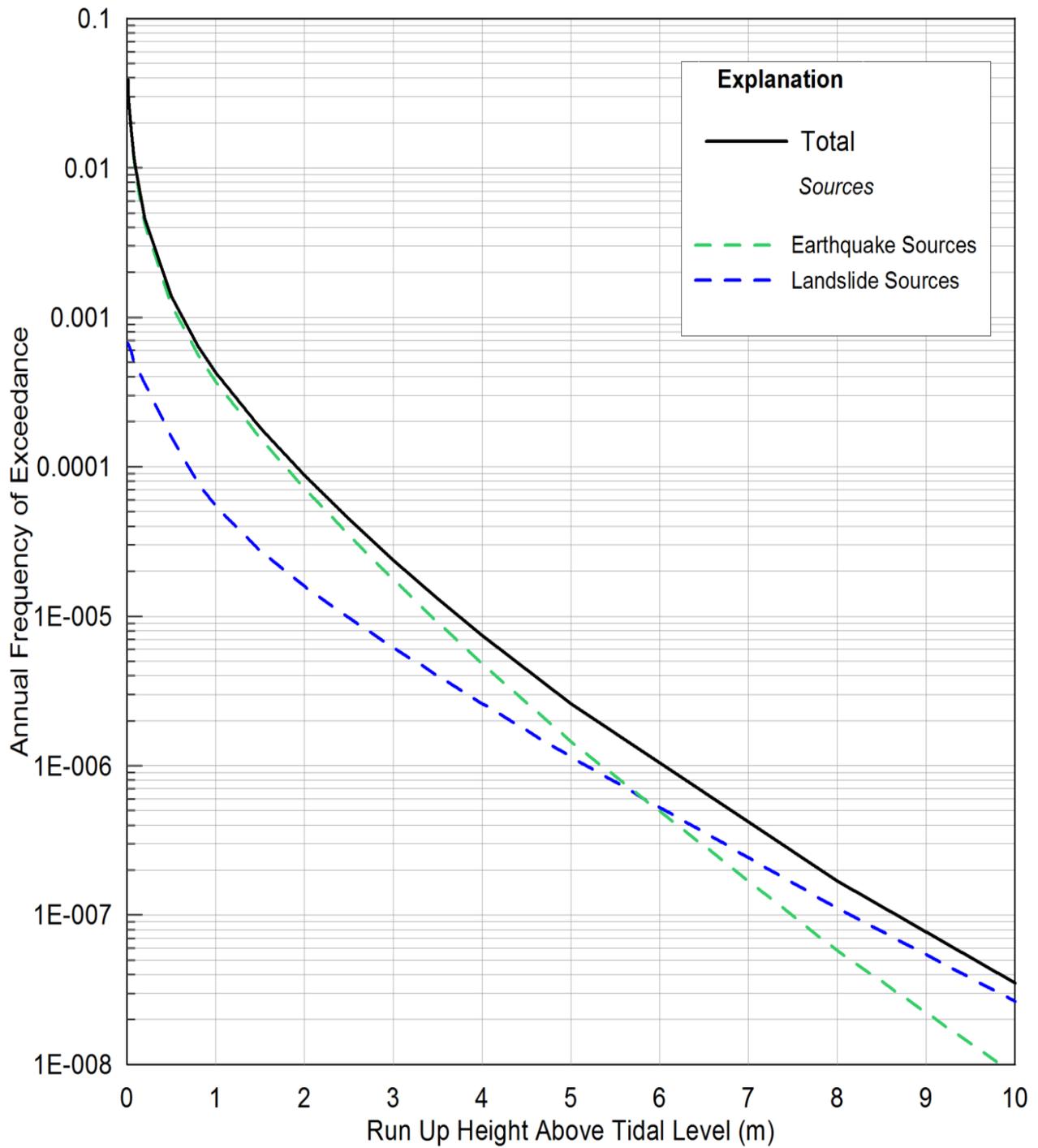


**Figure 26 : Niveau maximum de retenue durant la simulation de la fosse de Porto Rico (mesures présumées : magnitude du séisme de 9.1, glissement moyen de 20 m, largeur de la faille de 95 km et longueur de la faille de 550 km)**

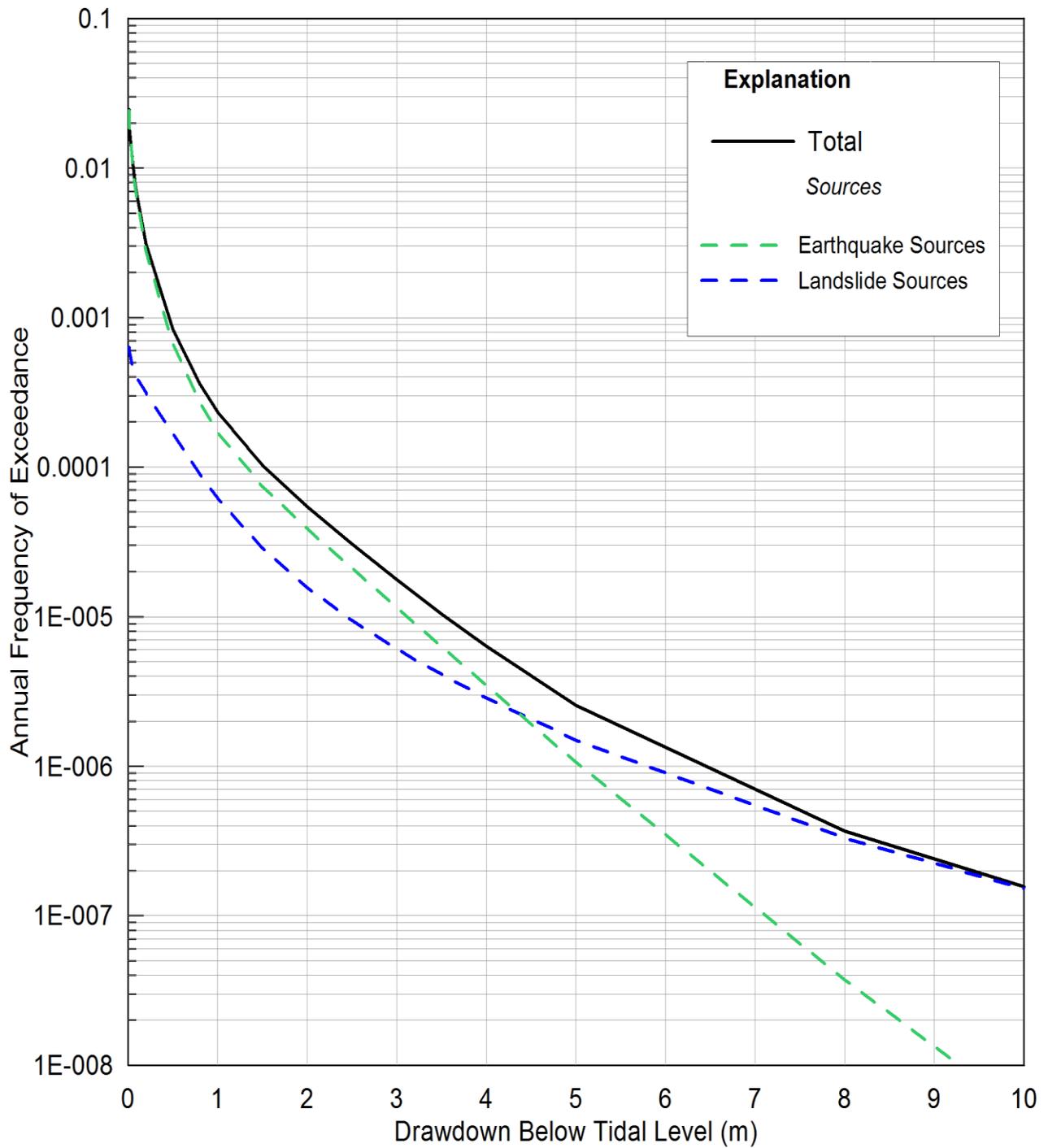


**Figure 27 : Effets bathymétriques durant le déplacement potentiel du tsunami vers le littoral (niveau maximum de retenue durant la simulation)**

(Séisme d'une magnitude présumée de 9.1 de la fosse de Porto Rico illustré à la Figure 26.)



**Figure 28 : Risque probable de la hausse du niveau de la mer durant un tsunami et une marée haute astronomique**



**Figure 29 : Risque probable du rabattement des eaux durant un tsunami au niveau moyen de la mer**



Figure 30 : Caractérisation des objectifs de sécurité

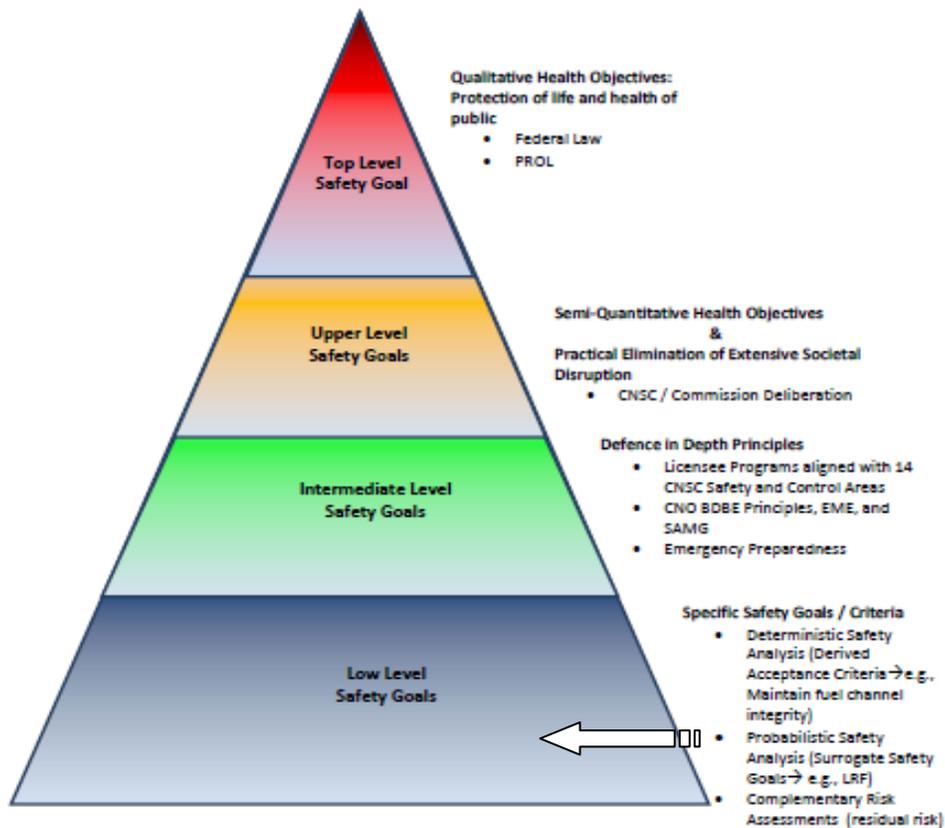


Figure 31 : Cadre de travail de objectifs de sécurité

## Risque moyen quantifié



### Mesures correctives exigées :

- Déterminer s'il s'agit d'un risque attribuable à la conception, et quantifier à nouveau.
- Définir les mesures compensatoires afin de réduire les risques pour la centrale.  
S'il n'est pas possible d'appliquer les mesures compensatoires pour réduire le risque à un niveau sous celui de l'objectif de sécurité, il faut évaluer les facteurs non quantifiables (objectifs de sécurité intermédiaires).

### Objectif de sécurité

---

### Évaluation supplémentaire nécessaire :

- Évaluer les facteurs non quantifiables afin de déterminer l'acceptabilité du risque.
- Définir les occasions d'amélioration pour réduire les risques pour la centrale.
- Comparer les avantages et les coûts afin de déterminer quelles améliorations réaliser.

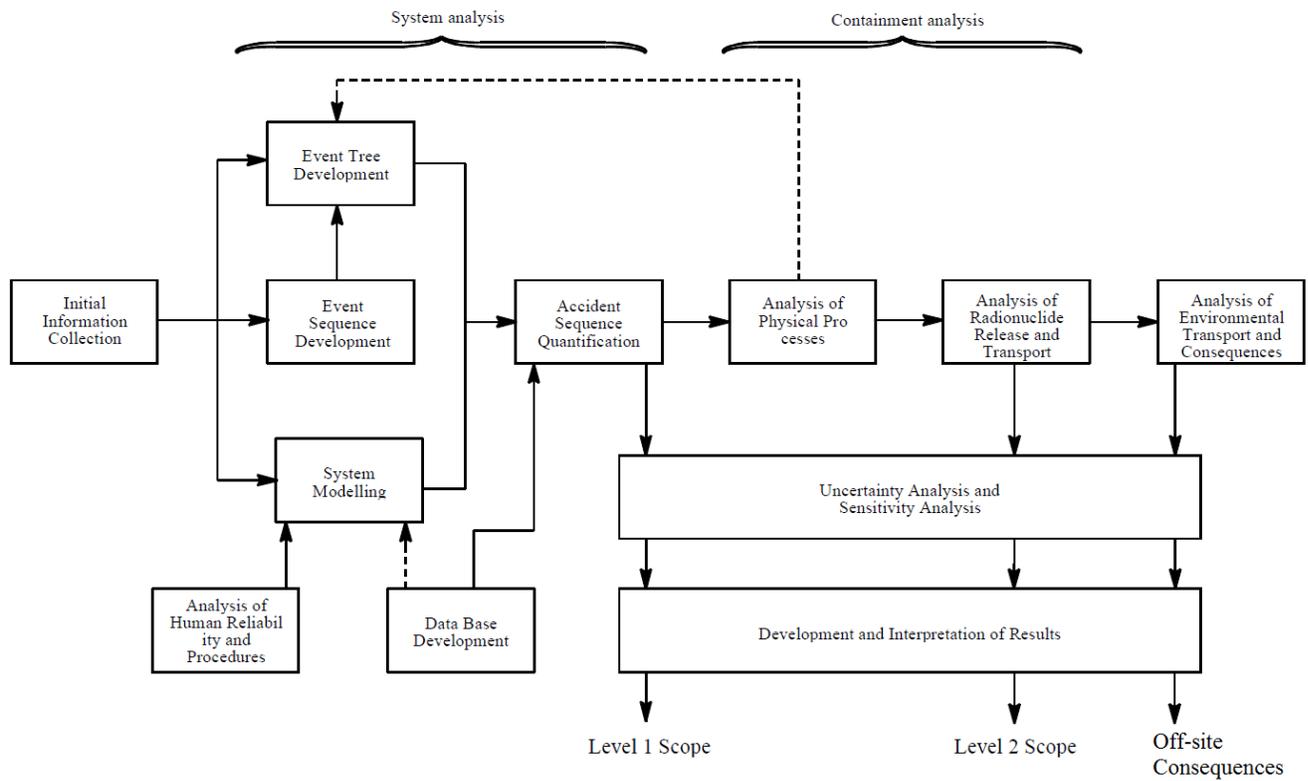
### Cible

---

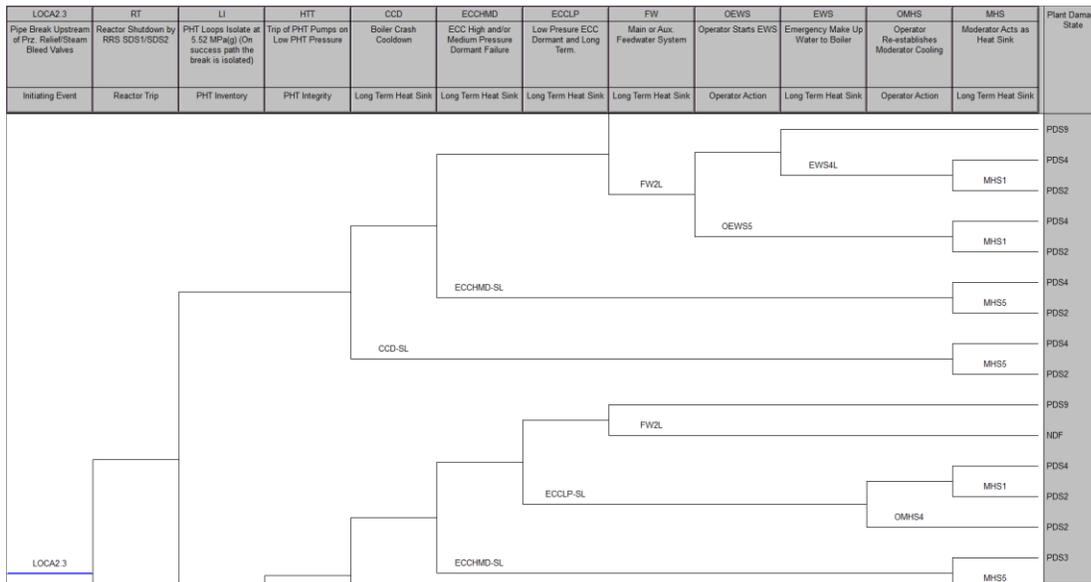
### Acceptable :

- Aucune autre réduction des risques n'est nécessaire.
- Les occasions qui permettent de réduire davantage les risques peuvent faire partie des objectifs d'amélioration continue.

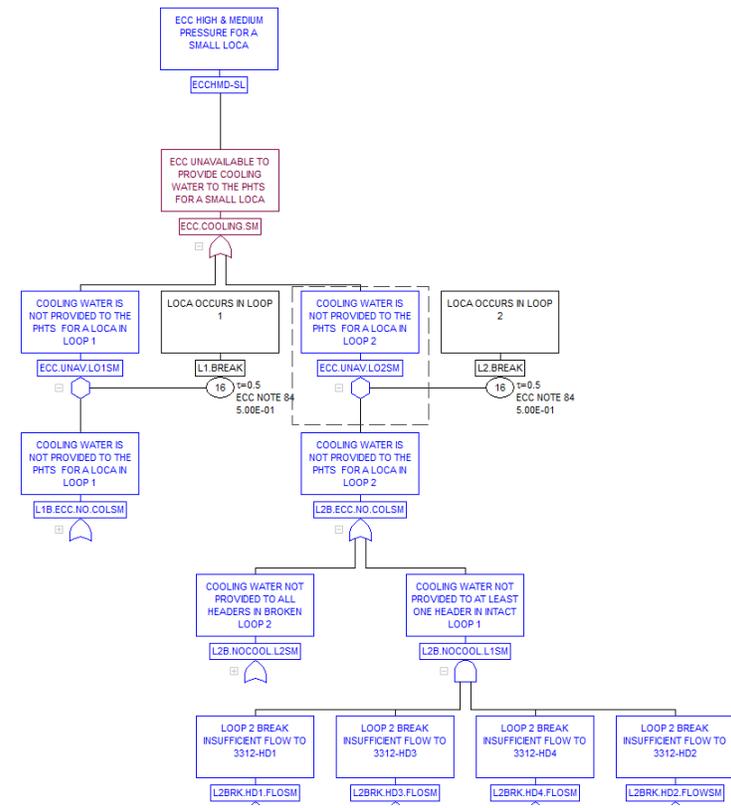
**Figure 32 : Application des objectifs de sécurité**



**Figure 33 : Aperçu simplifié du processus de l'EPS**



**Exemple d'une arborescence d'évènements**



**Exemple d'une arborescence de défaillances**

**Figure 34 : Exemple d'intégration à une arborescence des évènements et à une arborescence des défaillances**

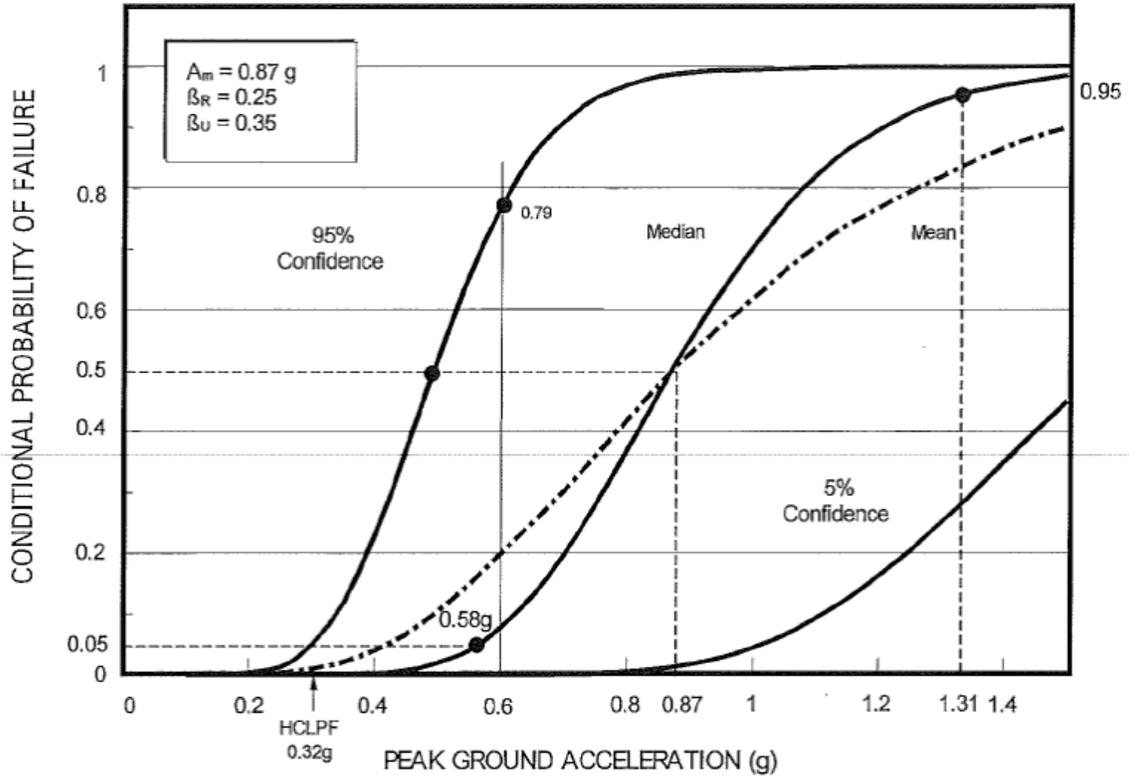


Figure 35 : Exemple d'une courbe de susceptibilité

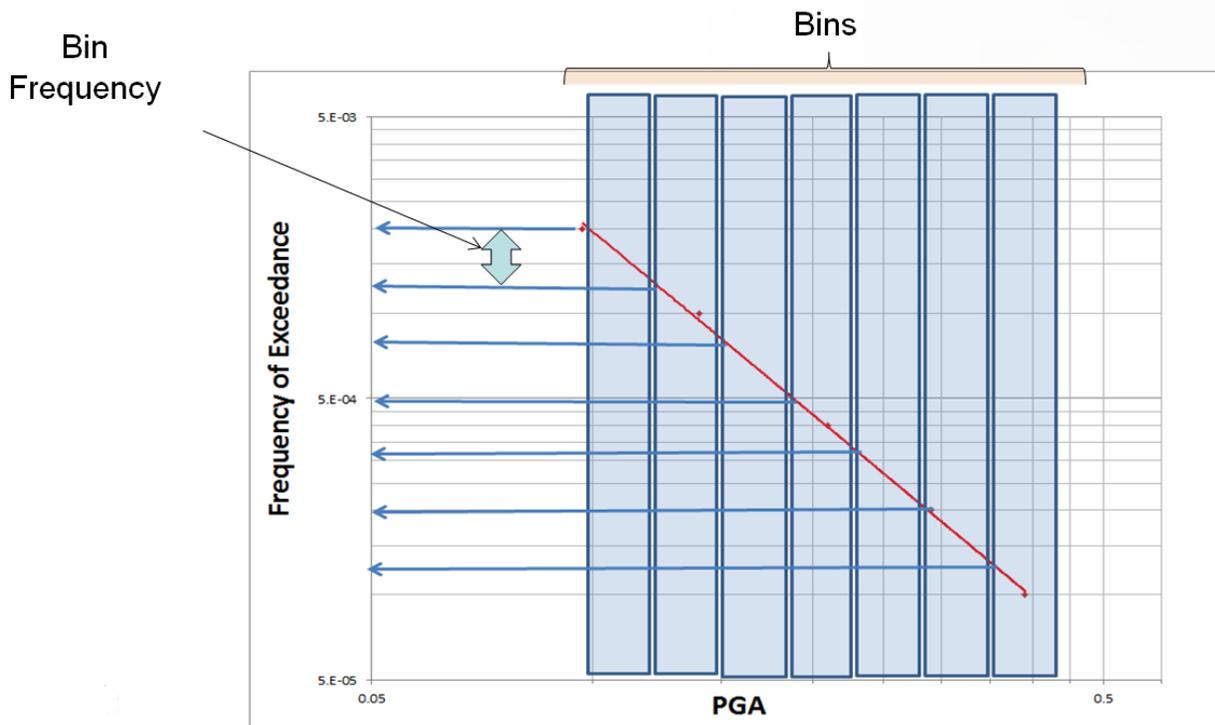
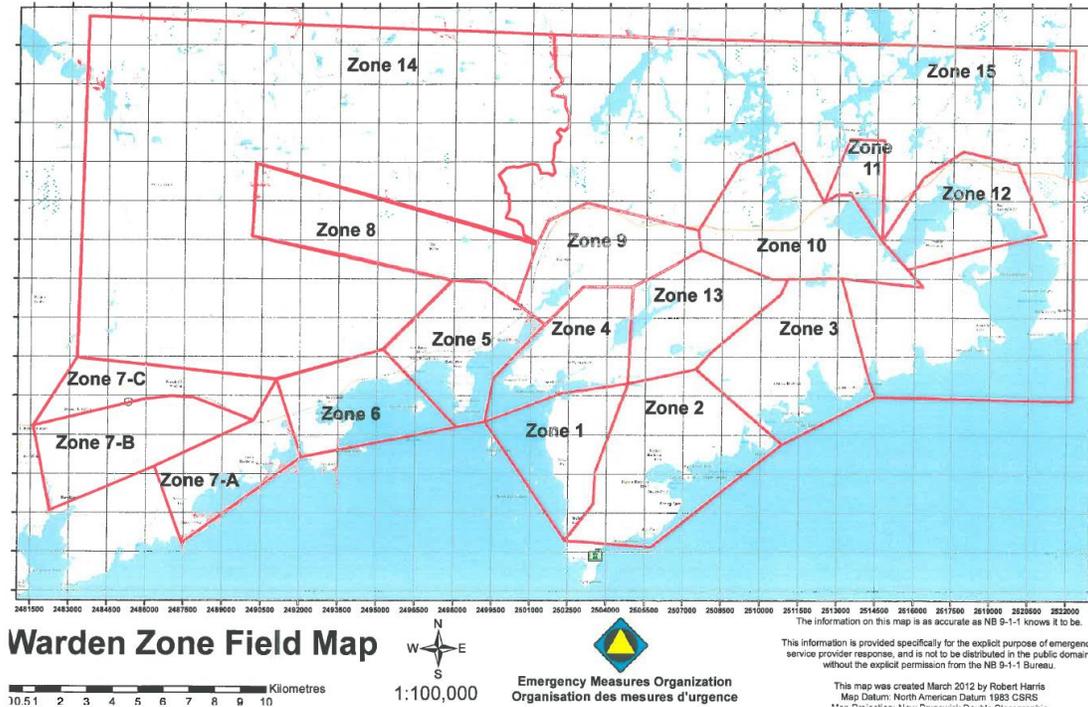


Figure 36 : Exemple d'une séparation de la courbe des risques en intervalles (lots)



**Figure 37 : Carte des zones de sécurité pour l'intervention d'urgence hors site**

## Annexe B: Tables

**Tableau 1 : Groupes de systèmes de sûreté de la centrale nucléaire de Point Lepreau**

FONCTION	SYSTÈMES DU GROUPE 1	SYSTÈMES DU GROUPE 2
Fermeture	Fermeture du groupe 1	Fermeture du groupe 2
Refroidissement du combustible	Refroidissement d'urgence du cœur	Approvisionnement d'urgence en eau
Surveillance et contrôle	Salle de commande principale	Zone de commande secondaire

**Tableau 2 : Spectres de réponse horizontaux des risques uniformes pour la centrale nucléaire de Point Lepreau**

Fréquence spectrale (Hz)	Accélération spectrale (g) à 5 % d'affaiblissement pour la période de retour (année)				
	475	1 000	2 475	10 000	100 000
<b>Risque moyen</b>					
100	0,078	0,143	0,264	0,575	1,628
40	0,140	0,258	0,479	1,073	3,175
25	0,151	0,270	0,486	1,048	3,024
10	0,129	0,233	0,387	0,796	2,205
5	0,083	0,141	0,244	0,508	1,452
2,5	0,044	0,074	0,131	0,286	0,876
1	0,019	0,030	0,053	0,120	0,403
0,5	0,010	0,015	0,027	0,062	0,227
0,25	0,003	0,005	0,010	0,024	0,088
<b>Risque dans le 50<sup>e</sup>centille</b>					
100	0,052	0,088	0,157	0,343	0,982
40	0,098	0,171	0,310	0,675	1,946
25	0,107	0,185	0,322	0,677	1,862
10	0,094	0,157	0,263	0,527	1,366
5	0,064	0,103	0,171	0,336	0,861
2,5	0,035	0,056	0,092	0,182	0,474
1	0,015	0,023	0,038	0,073	0,191
0,5	0,007	0,011	0,018	0,035	0,089
0,25	0,002	0,004	0,007	0,013	0,037
<b>Risque dans le 84<sup>e</sup>centille</b>					
100	0,127	0,212	0,362	0,747	1,921
40	0,229	0,387	0,685	1,438	3,727
25	0,241	0,400	0,677	1,388	3,520
10	0,199	0,321	0,527	1,032	2,543
5	0,126	0,203	0,332	0,652	1,671
2,5	0,067	0,107	0,182	0,373	1,009
1	0,027	0,042	0,072	0,154	0,446
0,5	0,014	0,022	0,037	0,079	0,232
0,25	0,005	0,008	0,014	0,031	0,092

Tableau 3 : Comparaison des risques sismiques actualisés et des études précédentes

Probabilité de dépassement [période de retour équivalente]	Fréquence structurelle, f (Hz)	Accélération spectrale, $S_a$ (g) <sup>1</sup>				
		Présente étude [moyenne]	Présente étude [médiane]	CNBC 2010 [médiane] <sup>2</sup>	CNBC 2010 ajusté pour la roche dure <sup>2,3</sup> [médiane]	EACL et Maritime Nuclear (1984) <sup>4</sup> [médiane]
PD = 10 % dans 50 ans [475 ans]	AMS	0,078	0,052	0,074	0,053	0,09-0,12
	5	0,083	0,064	0,162	0,084	---
	2,5	0,044	0,035	0,089 (T = 0,5 s)	0,037 (T = 0,5 s)	---
	1	0,019	0,015	0,043	0,017	---
	0,5	0,010	0,007	0,015	0,005	---
PD = 2 % dans 50 ans [2 475 ans]	AMS	0,264	0,157	0,199	0,143	0,17-0,25
	5	0,244	0,171	0,387	0,200	---
	2,5	0,131	0,092	0,209 (T = 0,5 s)	0,088 (T = 0,5 s)	---
	1	0,053	0,038	0,101	0,039	---
	0,5	0,027	0,018	0,032	0,011	---
FAD = 10 <sup>-4</sup> [10 000 ans]	AMS	0,575	0,343	0,460	0,331	0,25-0,43
	5	0,508	0,336	0,800	0,412	---
	2,5	0,288	0,182	0,44 (T = 0,5 s)	0,185 (T = 0,5 s)	---
	1	0,120	0,073	0,210	0,081	---
	0,5	0,062	0,035	0,060	0,021	---

## REMARQUES :

1. Toutes les ordonnées spectrales sont données à titre d'accélération spectrale ( $S_a$ ) par rapport à l'accélération de la pesanteur (g).
2. Les valeurs de FAD (10<sup>-4</sup>) ont été estimées par extrapolation d'une projection de la ligne droite reliant les 10 % dans 50 ans et 2 % dans 50 ans des valeurs de probabilité de dépassement signalées d'après la Commission géologique du Canada (CGC), comme suggéré sur les cartes des risques sismiques nationales de 2010 du Code national du bâtiment du Canada (CNBC).
3. Les valeurs médianes du CNBC 2010 ont été modifiées à partir du site de classe C (sol) à « roche ou sol dur » en utilisant les *Reference Ground Condition factors*.
4. Les valeurs citées sont en fonction de la gamme complète des résultats rapportés pour une analyse probabiliste des dangers sismiques de modèles de risques sismiques et des variations paramétriques sur les paramètres du modèle de source; aucune courbe de risque combinée n'a été présentée.

Tableau 4 : Liste détaillée des autres risques externes évalués dans le cadre de l'EPS pour la centrale nucléaire de Point Lepreau

Répercussions des aéronefs	Température élevée en été	Seiche
Avalanches	Chute de charges	Affaissement de chaussée
Évènements biologiques (débris et moules zébrées)	Ouragans	Neige
Érosion côtière	Couche de glace	Expansion et compression du sol
Ruptures de barrage	Accident survenant dans une installation militaire ou industrielle	Onde de tempête
Sécheresse	Glissements de terrain	Éruption solaire
Interférence électromagnétique	Éclairs	Accidents de transport
Accidents survenant dans d'autres réacteurs sur place	Faible niveau de l'eau (lac ou rivière)	Tsunamis
Inondations extérieures	Basse température en hiver	Gaz toxiques
Vents extrêmes ou tornades	Météorites et impacts de satellite	Missiles à turboréacteur
Brume	Incendies dans l'immeuble	Activité volcanique
Incendies de forêt	Incidents liés à un oléoduc	Vagues
Gel au sol	Fortes précipitations	Gel sous-surfacique
Feu d'herbe	Libération de produits chimiques provenant des installations d'entreposage sur place	Collision avec des débris flottants
Grêle	Détournement de rivière	Fonte des neiges
Marées hautes	Tempêtes de sable	Explosions

**Tableau 5 : Évènements initiateurs pour une EPS de niveau 1 sur les évènements internes**

<b>CODE D'ÉVÈNEMENT INITIATEUR</b>	<b>GROUPE D'ÉVÈNEMENTS</b>
LORA 1.1	Perte de régulation : excursion de puissance du cœur
LORA 1.2	Perte de régulation : excursion de puissance régionale
LOCA 1.1	Grave accident de perte de réfrigérant primaire (APRP) : contournement de l'enceinte de confinement vers un appareil de refroidissement d'urgence du cœur à pression modérée
LOCA 1.2	Grave APRP : aucun contournement de l'enceinte de confinement
LOCA 2.1	Petit APRP : rupture de plusieurs tubes du générateur de vapeur
LOCA 2.2	Petit APRP : perte d'étanchéité des garnitures de toutes les pompes du circuit caloporteur primaire
LOCA 2.3	Petit APRP : rupture d'une conduite en amont des soupapes de sûreté du pressuriseur ou de drainage de la vapeur
LOCA 2.4	Petit APRP : rupture de plusieurs tubes dans un échangeur thermique faisant circuler l'eau de refroidissement (contournement de l'enceinte de confinement)
LOCA 2.5	Petit APRP, équivalent à une perte de 2,5 % du collecteur d'eau froide du réacteur
LOCA 2.6	Rupture d'un tube de force et d'un tube de calandre
LOCA 2.7	Stagnation attribuable à une rupture d'un tuyau d'alimentation
LOCA 3.1	APRP attribuable à la machine à chargement du combustible (MC), sans éjection de combustible
LOCA 3.2	APRP attribuable à la MC, avec éjection de combustible
LOCA 3.3	Défaillance de raccord d'extrémité attribuable à la MC
LOCA 3.4	APRP attribuable à la MC (fixée au réacteur)
LOCA 4.1	Fuite du circuit caloporteur : dans les limites de la capacité de la pompe d'alimentation en D2O (à l'intérieur de l'enceinte de confinement)
LOCA 4.2	Fuite du circuit caloporteur : rupture d'un tube de l'échangeur thermique faisant circuler l'eau de refroidissement (contournement de l'enceinte de confinement)
LOCA 4.3	Fuite du circuit caloporteur : rupture du tube du générateur de vapeur
LOCA 4.4	Fuite du circuit caloporteur : fuite dans le circuit du gaz annulaire
LOFA 1.1	Perte totale de débit dans le circuit caloporteur
LOFA 1.2	Perte partielle de débit dans le circuit caloporteur
LOFA 2.1	Blocage dans un canal
LOHS 1.1	Diminution du débit de l'eau d'alimentation
LOHS 1.2	Rupture asymétrique de la conduite d'eau d'alimentation à l'intérieur du bâtiment du réacteur, en amont de la soupape de vérification du générateur de vapeur
LOHS 1.3	Rupture asymétrique de la conduite d'eau d'alimentation à l'intérieur du bâtiment du réacteur, en aval de la soupape de vérification du générateur de vapeur
LOHS 1.4	Rupture symétrique de la conduite d'eau d'alimentation à l'extérieur du bâtiment du réacteur

Tableau 5 : Évènements initiateurs pour une EPS de niveau 1 sur les événements internes, Suite

CODE D'ÉVÈNEMENT INITIATEUR	GROUPE D'ÉVÈNEMENTS
LOHS 1.5	Rupture de la conduite d'eau d'alimentation au-dessus de la salle de commande principale
LOHS 1.6	Rupture asymétrique de la conduite d'eau d'alimentation à l'extérieur du bâtiment du réacteur
LOHS 2.1	Rupture asymétrique de la conduite de purge du générateur de vapeur (à l'intérieur du bâtiment du réacteur)
LOHS 2.2	Rupture symétrique de la conduite de purge du générateur de vapeur (à l'intérieur du bâtiment du réacteur)
LOHS 2.3	Rupture symétrique de la conduite de purge du générateur de vapeur (à l'extérieur du bâtiment du réacteur)
LOHS 3.1	Perte de débit du condensat aux dégazeurs
LOHS 3.2	Perte du vide du condenseur
LOHS 3.3	Petite rupture d'une conduite de refroidissement du condenseur (prise en considération seulement dans les cas d'inondations)
LOHS 3.4	Importante rupture d'une conduite de refroidissement du condenseur (prise en considération seulement dans les cas d'inondations)
LOHS 4.1	Fuite dans la conduite principale de vapeur dans le bâtiment de la turbine
LOHS 4.2	Rupture de la conduite principale de vapeur dans le bâtiment du réacteur
LOHS 4.3	Fuite dans la conduite principale de vapeur au-dessus de la salle de commande principale
LOHS 5.1	Petites défaillances dans la conduite principale de vapeur causant une diminution du niveau dans les dégazeurs
LOPC 1.1	Défaillance du contrôle de la pression du circuit caloporteur (pression trop faible)
LOPC 1.2	Défaillance du contrôle de la pression du circuit caloporteur (pression trop élevée)
LOPC 2.1	Défaillance de l'ouverture des soupapes de sûreté du pressuriseur ou de drainage de la vapeur
LOPC 3.1	Défaillance de l'ouverture des soupapes de sûreté des tubes de liquide dans le circuit caloporteur
SDLORA 1.1	Perte de régulation à l'arrêt : excursion de puissance du cœur
SDLOCA 1.1	APRP à l'arrêt : fuites dans la conduite du circuit caloporteur (plein et dépressurisé)
SDLOFA 1.1	Perte de débit dans le circuit de refroidissement à l'arrêt (circuit caloporteur drainé au niveau du collecteur)

Tableau 5 : Évènements initiateurs pour une EPS de niveau 1 sur les évènements internes, Suite

CODE D'ÉVÈNEMENT INITIATEUR	GROUPE D'ÉVÈNEMENTS
SDLOFA 1.2	Perte de débit dans le circuit de refroidissement à l'arrêt (circuit caloporteur plein et dépressurisé)
SDLOHS 1.1	Diminution de l'évacuation de la chaleur dans le circuit de refroidissement à l'arrêt (circuit caloporteur drainé au niveau du collecteur)
SDLOHS 1.2	Diminution de l'évacuation de la chaleur dans le circuit de refroidissement à l'arrêt (circuit caloporteur plein et dépressurisé)
MOD 1.1	Perte totale du refroidissement du modérateur
MOD 1.2	Perte partielle du refroidissement du modérateur
MOD 2.1	Rupture de la conduite d'entrée et de sortie de la calandre, à l'extérieur de l'enceinte de la calandre
MOD 3.1	Rupture de la conduite du modérateur à l'intérieur de l'enceinte de la calandre
MOD 3.2	Fuites des tubes de la calandre dans le circuit du gaz annulaire
MOD 4.1	Rupture d'un tube de l'échangeur thermique du modérateur
MOD 4.2	Rupture de plusieurs tubes de l'échangeur thermique du modérateur
MGAS 1.1	Perte de contrôle du deutérium dans le gaz de couverture du modérateur
END 1.1	Perte du bouclier d'extrémité de la source froide
END 1.2	Perte du bouclier d'extrémité du caloporteur
END 1.3	Rupture de la conduite du bouclier d'extrémité pour le circuit de refroidissement
FM 1.1	Défaillance du système de D2O de la MC
FM 2.1	Défaillance de la MC causant une détérioration mécanique du combustible du réacteur
FM 3.1	Perte de refroidissement de la MC non fixée au réacteur. Prise en considération seulement dans une EPS de niveau 2.
DIR 2.1	Dégradation chimique du combustible

**Tableau 5 : Évènements initiateurs pour une EPS de niveau 1 sur les évènements internes,**  
Suite

CODE D'ÉVÈNEMENT INITIATEUR	GROUPE D'ÉVÈNEMENTS
STOR 1.1	Défaillance du circuit de transfert du combustible usé. Prise en considération seulement dans une EPS de niveau 2.
STOR 1.2	Dégradation mécanique du combustible pendant l'entreposage de ce dernier
STOR 1.3	Détérioration mécanique du combustible pendant le transfert vers le bassin de combustible usé. Prise en considération seulement dans une EPS de niveau 2.
STOR 1.4	Perte de la source froide du bassin de combustible usé
STOR 1.5	Perte partielle dans l'inventaire du bassin d'entreposage
XEL 1.1	Perte partielle de l'alimentation de catégorie I
XEL 2.1	Perte partielle de l'alimentation de catégorie II. Pas prise en considération. Prémunie être représentée par IE-DCC.
XEL 4.1	Perte totale de l'alimentation de catégorie IV (fonctionnement du réacteur)
XEL 4.2	Perte totale de l'alimentation de catégorie IV (arrêt du réacteur, circuit caloporteur plein et dépressurisé)
XEL 4.3	Perte totale de l'alimentation de catégorie IV (arrêt du réacteur, circuit caloporteur drainé au niveau du collecteur)
XIA 1.1	Perte totale du circuit d'air de l'instrumentation (fonctionnement à pleine puissance du réacteur)
XIA 1.2	Perte totale du circuit d'air de l'instrumentation (arrêt du réacteur, circuit caloporteur plein et dépressurisé)
XIA 1.3	Perte totale du circuit d'air de l'instrumentation (arrêt du réacteur, circuit caloporteur drainé au niveau du collecteur)
XSW 1.1	Perte totale du système d'eau de service (fonctionnement à pleine puissance du réacteur)
XSW 1.2	Perte du système d'eau de service (arrêt du réacteur, circuit caloporteur plein et dépressurisé)
XSW 1.3	Perte du système d'eau de service (arrêt du réacteur, circuit caloporteur drainé au niveau du collecteur)
DCC	Défaillance double des ordinateurs de contrôle
GENT	Perturbation générale

**Tableau 6 : États d'endommagement de la centrale pour une EPS de niveau 1**

ÉTAT D'ENDOMMAGEMENT	DÉFINITION	TYPE D'ACCIDENT
0	Perte rapide de l'intégrité structurelle du cœur	Dommages considérables au cœur
1	Perte lente de l'intégrité structurelle du cœur jumelée à une pression élevée dans les pompes du circuit caloporteur primaire	Dommages considérables au cœur
2	Perte lente de l'intégrité structurelle du cœur jumelée à une faible pression dans les pompes du circuit caloporteur primaire	Dommages considérables au cœur
3	Accident de perte de réfrigérant primaire jumelé à une perte dans le système de refroidissement d'urgence du cœur avec modérateur requis dans un délai de 15 minutes	Déformation du cœur
4	Accident de perte de réfrigérant primaire jumelé à une perte dans le système de refroidissement d'urgence du cœur avec modérateur requis après un délai de 15 minutes	Déformation du cœur
5	Grave accident de perte de réfrigérant primaire jumelé à un arrêt rapide de la circulation	Dégradation considérable du combustible
6	Accident de perte de réfrigérant primaire dans un seul canal jumelé à une surpression dans l'enceinte de confinement	Dégradation considérable du combustible
7	Accident de perte de réfrigérant primaire dans un seul canal sans surpression dans l'enceinte de confinement (accident survenant dans le cœur)	Dégradation considérable du combustible
8	Perte de refroidissement de l'appareil à chargement du combustible	Dégradation restreinte du combustible
9	Accident de perte de réfrigérant primaire sans défaillance importante du combustible	Dégradation restreinte du combustible
10	Déflagration de deutérium ( $D_2 > 4\%$ ) dans le gaz de couverture ou rejet du modérateur vers l'enceinte de confinement (le refroidissement du combustible est maintenu)	Rejet de tritium

**Tableau 7 : Catégories de rejets extérieurs d'une centrale nucléaire**

CATÉGORIE	DÉFINITION	TYPE D'ACCIDENT
EPRC0	Rejets extérieurs rapides résultant d'une défaillance de l'isolation de l'enceinte de confinement	Quantité considérable de rejets
EPRC1	Rejets extérieurs résultant de graves dommages au cœur (entre 0 et 6 heures)	Quantité considérable de rejets
EPRC2	Rejets extérieurs résultant de graves dommages au cœur (entre 6 et 24 heures)	Quantité considérable de rejets
EPRC3	Rejets extérieurs lents résultant de graves dommages au cœur (entre 24 et 72 heures)	Quantité considérable de rejets
EPRC4	Contournement de l'enceinte de confinement initiale + EPRC1	Quantité considérable de rejets
EPRC5	Contournement de l'enceinte de confinement initiale + EPRC2	Quantité considérable de rejets
EPRC6	Contournement de l'enceinte de confinement initiale + EPRC3	Quantité considérable de rejets
EPRC7	Contournement de l'enceinte de confinement initiale + limité avec succès	Petite quantité de rejets
EPRC8	États d'endommagement de niveaux 3 et 4 avec défaillance de l'isolation de l'enceinte de confinement	Très petite quantité de rejets
EPRC9	États d'endommagement de niveaux 3 et 4 avec défaillance de la source froide de l'enceinte de confinement	Très petite quantité de rejets
EPRC10	États d'endommagement de niveaux 5 à 10 avec défaillance de l'isolation de l'enceinte de confinement	Très petite quantité de rejets
EPRC11	États d'endommagement de niveaux 5 à 10 avec défaillance de la source froide de l'enceinte de confinement	Très petite quantité de rejets
EPRC12	États d'endommagement de niveau 8 avec isolation du bassin de combustible usé	Très petite quantité de rejets
EPRC13	Contournement de l'enceinte de confinement initiale, refermeture de la vanne de décharge vapeur principale dans un délai de 30 minutes et OK	Petite quantité de rejets

**Tableau 8 : Comparaison des méthodes d'évaluation des répercussions sismiques**

	<b>EPS sismique</b>	<b>Évaluation de la marge sismique fondée sur une EPS</b>	<b>Méthode d'évaluation de la marge sismique de la NRC</b>	<b>Méthode d'évaluation de la marge sismique de l'EPRI</b>
<b>Intrant sismique</b>	Étude probabiliste de sûreté des risques sismiques (EPSRS) ou analyse des interventions de séismes	Examen de la magnitude du séisme (peut être fondé sur une EPSRS ou sur une analyse des interventions de séismes)	Examen de la magnitude du séisme (peut être fondé sur une EPSRS ou sur une analyse des interventions de séismes)	Examen de la magnitude du séisme (peut être fondé sur une EPSRS ou sur une analyse des interventions de séismes)
<b>Initiateurs induits par des séismes</b>	Tous les initiateurs possibles	Tous les initiateurs possibles	Perturbations et ARPR de petite envergure	Perturbations et ARPR de petite envergure
<b>Modèles logiques systémiques</b>	Arborescence intégrale des événements et des défaillances Courbes de fragilité	Arborescence intégrale des événements et des défaillances Estimation du point de fragilité (HCLPF)	Simplifié (sous-ensemble de fonctions)	Deux voies de réussite
<b>Défaillances non liées aux séismes</b>	Explicitement incluses	Explicitement incluses	Options	Non explicitement incluses
<b>Fragilité et évaluation de la capacité</b>	Séparation des variables ou des facteurs de fragilité avec description complète	Marge de défaillance déterministe prudente ou fragilité avec description complète	Marge de défaillance déterministe prudente ou fragilité	Marge de défaillance déterministe prudente
<b>Quantification</b>	Convolutions pour de graves dommages au cœur et d'importantes fréquences de rejets	Minimum/maximum (HCLPF)	Convolutions ou minimum/maximum	Facteurs de la valeur HCLPF

**Tableau 9 : Critères d'évaluation sismique (la capacité par rapport à la demande)**

Niveaux d'évaluation	Structures, systèmes et composants situés au niveau de la dalle-support	Structures, systèmes et composants situés au-dessus de la dalle-support
Accélération maximale du sol (AMS) de 0,3 g	5 % d'affaiblissement Spectres de réponse $\leq 0,8$ g (plancher)	5 % d'affaiblissement Spectres de réponse $\leq 1,2$ g (plancher)
Accélération maximale du sol (AMS) de 0,5 g	5 % d'affaiblissement Spectres de réponse $\leq 1,2$ g (plancher)	5 % d'affaiblissement Spectres de réponse $\leq 1,8$ g (plancher)

**Tableau 10 : Lots de risques sismiques**

N°	Évènement initiateur induit par un séisme	Magnitude du séisme/HCLPF (g AMS) <sup>5</sup>	Échelle sismique de l'AMS (g)	Fréquence des lots (1 occurrence en X années)
1	Perte d'alimentation de catégorie IV	0,10	0,10-0,20	1 628,6
2	Perte des systèmes du groupe 1	0,20	0,20-0,29	7 092,2
3	Très petit ARPR (<27 kg/s)	0,29	0,29-0,30	63 694,3
4	Rupture dans la conduite principale de vapeur dans le bâtiment de la turbine	0,30	0,30-0,42	18 552,9
5	Petit ARPR	0,42	0,42-0,48	37 174,7
6	Grave ARPR entraînant de graves dommages au cœur	0,48	0,48-0,53	77 519,4
7	Défaillance causant directement de graves dommages au cœur	0,53	0,53-0,60	109 890,1

<sup>4</sup> g AMS = Accélération maximale du sol exprimée en g (accélération attribuable à la gravité de la Terre)

**Tableau 11 : Objectifs en matière de sûreté et cibles (consulter la section 6.1)**

Paramètre	Objectif en matière de sûreté	Cible
Graves dommages au cœur (1 occurrence en X années-réacteurs)	10 000	100 000
Rejets de grande envergure (1 occurrence en X années-réacteurs)	100 000	1 000 000
Capacité sismique (HCLPF) <sup>6</sup>	S.O.	0,344 g AMS

**Tableau 12 : Résultats compilés de l'EPS lorsque le réacteur est à pleine puissance**

Modèle	Fréquence de graves dommages au cœur (1 occurrence en X années-réacteurs)	Fréquence des rejets de grande envergure (1 occurrence en X années-réacteurs)
Évènements internes	116 550,1	15 337 423,3
Inondations internes	296 735,9	5 181 347,2
Incendies internes	132 275,1	2 816 901,4
Séismes	103 092,8	177 619,9
<b>COMPILATION SIMPLE</b>	<b>34 246,6</b>	<b>160 256,4</b>
<b>Objectif atteint (conformément au Tableau 11)?</b>	<b>OUI</b>	<b>OUI</b>

<sup>6</sup> HCLPF = valeur de faible probabilité de défaillance avec un niveau de confiance élevé, ou lorsqu'il y a 95 % de chance que la probabilité de la défaillance soit de 5 % ou moins en fonction de l'AMS indiquée.

**Tableau 13 : Résultats de l'EPS lorsque le réacteur est arrêté**

<b>Modèle</b>	<b>Fréquence de graves dommages au cœur (1 occurrence en X années-réacteurs)</b>	<b>Fréquence des rejets de grande envergure (1 occurrence en X années-réacteurs)</b>
Évènements internes	209 643,6	37 735 849,1
<b>Objectif atteint (conformément au tableau 11)?</b>	<b>OUI</b>	<b>OUI</b>

**Tableau 14 : Estimations de la capacité sismique en fonction de l'évaluation de la marge sismique fondée sur une EPS**

<b>Modèle</b>	<b>Capacité sismique de la centrale (HCLPF)<sup>7</sup></b>	<b>Cible atteinte (conformément au Tableau 11)?</b>
Évaluation de la marge sismique fondée sur une EPS de niveau 1	0,344 g AMS	<b>OUI</b>
Évaluation de la marge sismique fondée sur une EPS de niveau 2	0,35 g AMS	<b>OUI</b>

<sup>7</sup> HCLPF = valeur de faible probabilité de défaillance avec un niveau de confiance élevé, ou lorsqu'il y a 95 % de chance que la probabilité de la défaillance soit de 5 % ou moins en fonction de l'AMS indiquée.

**Tableau 15 : Estimations relatives aux risques en matière de santé publique**

Effet sur la santé	Risque calculé (1 occurrence en X années)	Cible typique (1 occurrence en X années)
Mortalité précoce (par personne)	7 142 857 142,9	1 000 000
Mortalité tardive (par personne)	9 090 909,1	100 000

**Tableau 16 : Population par zone de coordonnateur en cas d'urgence  
(conformément au sondage démographique réalisé en septembre 2011)**

Zone	Adultes	Enfants	SOUS-TOTAL
<b>Zone 1</b>	317	51	368
<b>Zone 2</b>	134	14	148
<b>Zone 3</b>	259	20	279
<b>Zone 4</b>	116	7	123
<b>Zone 5</b>	283	25	308
<b>Zone 6</b>	183	13	196
<b>Zone 7A</b>	159	17	176
<b>Zone 7B</b>	226	40	266
<b>Zone 7C</b>	253	24	277
<b>Zone 8</b>	117	8	125
<b>Zone 9</b>	195	27	222
<b>Zone 10</b>	250	21	271
<b>Zone 11</b>	217	29	246
<b>Zone 12</b>	104	7	111
<b>Zone 13</b>	0	0	0
<b>Zone 14</b>	0	0	0
<b>Zone 15</b>	0	0	0
<b>SOUS-TOTAL</b>	2813	303	3116
<b>TOTAL</b>	<b>3116</b>		
<b>CNPL</b>	800	0	800
<b>SOUS-TOTAL</b>	800	0	800
<b>TOTAL</b>	<b>3916</b>		3916